

소듐 분위기에서 물누출에 의한 5Cr-1Mo Ferrite강 구멍의 막힘과 재개방 현상

정 경 채[†] · 김 태 준 · 최 종 현 · 박 진 호 · 황 성 태

한국원자력연구소 KALIMER검증 시험 Lab.
(1998년 3월 14일 접수, 1998년 6월 16일 채택)

Plugging and Re-opening Phenomena of the 5Cr-1Mo Steel Leak Hole by Water Leakage in Sodium Atmosphere

Kyung-Chai Jeong[†], Tae-Joon Kim, Jong-Hyeun Choi, Jin-Ho Park, and Sung-Tai Hwang

Korea Atomic Energy Research Institute, KALIMER Verification Test Lab., Taejon 305-353, Korea
(Received March 14, 1998; Accepted June 16, 1998)

요 약 액체금속로 증기발생기 전열관 재료로 사용이 예상되는 ferrite steel 시편을 사용해서 소듐분위기에서 미량의 물 누출 실험을 수행하였다. 누출경로는 소듐-물 반응생성물 및 부식생성물에 의한 self-plugging 현상과 열적인 transient 및 전열관의 vibration에 의한 re-opening 메카니즘으로 설명이 가능하였다. 실험결과, 600 Psig의 injection 압력으로 5 g H₂O를 소듐분위기 속의 시편으로 누출 시킨 경우, 누출초기와 약 70분 경과 후에 약간의 누출 흔적이 보였으나, self-plugging되었던 누출경로는 129분이 경과되자 완전 re-opening된 것으로 확인되었다. 누출시편의 re-opening shape은 2중으로 되어 있었으며, 소듐부위에서 시편 표면에 나타난 re-opening size 약 2 mm의 직경을 나타내었다.

Abstract: Small water leak experiment was carried out in liquid sodium atmosphere using a specimen of ferrite steel, which will be expected to be a material of the heat transfer tube of liquid metal fast breeder reactor. Self-plugging phenomena of leak path could be explained by the products of reaction and corrosion by sodium-water reaction. Also, re-opening mechanism of self-plugged path could be explained by the thermal transient and vibration of heat transfer tube. As a result, perfect re-opening time of self-plugged leak path was observed to be 129 minutes after water leak initiation. Re-opening shape of a specimen was appeared with double layer of circular type, and re-opening size of this specimen surface was about 2 mm diameter on sodium side.

Key words: Sodium-water Reaction, Wastage, Corrosion

1. 서 론

액체금속을 냉각재로 사용하는 액체금속로는 차세대 원자로로서 선진국에서는 이미 실용화를 위해 꾸준한 연구가 진행되고 있으며, 이와 더불어 증기발생기에서 열매체로 사용되는 액체소듐에 대한 연구도 활발히 진행되어 왔다[1-3]. 액체 소듐은 자체가 지니고 있는 화학적 반응 특성상, 물과 폭발적으로 반응하여 많은 반응열과 부식 생성물, 대량의 수소가스를 방출하기 때문에, 원자로 운전시 증기발생기에서의 물 누출에 대한 연구는 액체금속로에서 아주 중요하게 취급되고 있다[4-6].

일반적으로 증기발생기의 전열관에서는 고압의 수증기와 상압의 액체 소듐이 열교환을 하고 있는데, 만약 전열관에서 용접불량이나 미소한 pin-hole등과 같은 결함이 존재하여, 아주 미량의 물이 누출된다 하더라도 누출부위에서 소듐-물 반응에 의해 생성되는 높은 반응열과 반응생성물에 의한 부식으로 전열관 재질이 2차 손상으로 진행되고, 이러한 과정이 확대되면 대규모 누출이 발생하여 원자로의 정지와 같은 중대한 사고가 발생될 수 있다.

이러한 단점을 보강하기 위해 선진국에서는 증기발생기 개발 초기에는 전열관을 이중으로 하는 방식을 사용하기도 하였으나[7], 근

래에 들어 경제성 측면을 고려하여 이중 전열관식에서 단일 전열관으로 개념이 바뀌면서 물 누출에 대한 고유의 안전성을 확보하기 위한 부단한 연구가 계속되고 있다. 이와 더불어 증기발생기 전열관 재료의 개발도 꾸준히 진행되어 왔으며, 최근들어 고온에서 전열 효과가 뛰어나고 가공도 비교적 용이하며 소듐에 대한 부식 저항성이 양호한 것으로 알려진 ferrite steel이 전열관 재료로 각광을 받고 있으며, 세계 각국에서도 이 재료에 대한 특성 파악에 연구를 계속하고 있다[8,9].

일반적으로 증기발생기 전열관으로 사용되는 재료의 조건은 전열매체가 액체소듐과 수증기이기 때문에 이 분위기에서 전열효과와 내구성 및 부식에 대한 저항성이 우수해야 한다. Ferrite steel은 이러한 재료의 특성을 잘 구비한 것으로 합금을 구성하고 있는 화학 조성 성분중 Cr과 Mo의 비율에 따라 그 특성이 좌우되는 것으로 알려져 있다[10]. 한편, 일반 경수로나 중수로용 전열관 제작에서는 열매체가 중수나 경수이기 때문에 전열관에서의 물 누출에 대한 심각성이 크게 대두되지 않지만 액체금속로 증기발생기에 사용되는 전열관의 제작에서는 물 누출에 대한 심각성이 원자로 자체의 안전성과 깊은 연관관계가 있다.

이제까지 세계 각국에서는 액체금속로를 건설하기 전에 소위 "원형로"라고 하는 동일 규모의 원자로를 건설하여 그 고유의 안전성을 확인하고 있는데[11], 원형로 운전 경험에서 증기발생기에서의 물 누출 경험이 여러 사례로 보고 되어 있으며, 여기서 나타난 결과

[†] 주 저자 (e-mail: kcjeong@nanum.kaeri.re.kr)

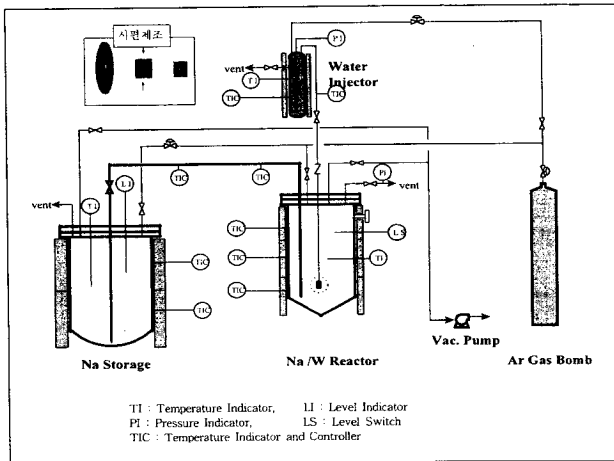


Figure 1. Experimental apparatus for water leak in sodium atmosphere.

들을 보면 전열관의 연결부위 (전열관 튜브 연결시 용접부위)에서 누출과 열교환을 위한 두 물체 사이의 열팽창 차이에 의한 누출이 전체 누출사고의 대부분을 차지하고 있고, 그 외에 전열관 다발의 진동, 염소(Cl)에 의한 응력 부식, 소듐화합물에 의한 응력 부식, 물 측에서의 유동 불안정등이 사고를 발생시키고 있다[12].

따라서 세계 각국에서는 증기발생기 제작 초기부터 제작 결함을 줄이는 방법의 개발 특히 용접 결함의 방지 및 누출 사고시 효과적인 보수 방법의 개발등에 많은 연구가 진행되고 있으며, 미량의 물 누출로 인한 소듐-물 반응시 전열관 재질에 어떠한 영향등에 대해서는 일부 연구되어 기술보고 형식으로 발표되어 있으나[13-14], 소듐-물 반응에 대한 실험이 용이하지 않기 때문에, 많은 실험 자료들은 발표되지 않고 다만 개략적인 소개 정도에 그치고 있는 실정이다.

본 연구에서는 한국형 액체 금속로 (KALIMER, Korea Advanced Liquid Metal Reactor)개발시 증기발생기의 전열관 재질로 사용이 예상되는 2 1/4Cr-1Mo ferrite steel과 유사한 재질을 이용해 극미량 물 누출시 전열관 재질의 부식특성과 누출경로의 막힘 현상 (self-plugging) 및 재 개방 (re-opening)현상, 시편의 반응특성 등에 대해서 알아보고자 하였다.

2. 실험

2.1. 실험장치

액체 소듐 안으로 물을 인입시키는 물 누출 실험은 소듐-물 간의 급격한 화학반응으로 많은 반응열과 다량의 수소가스를 방출시켜 폭발의 위험성이 발생되기 때문에 안전한 누출 실험장치의 제작과 세심한 누출 실험이 요구된다. 또한 실험장치도 안전성이 고려된 부대 설비가 추가되기 때문에 대규모일 뿐만 아니라, 장치 및 시편의 제작에 오랜 시일이 요구되고, 또 실험 후 액체 소듐중에서 불순물이나 부식 생성물의 분석을 수행해야 되기 때문에, 분석에 대한 자료는 극히 드문 실정이고, 시편 자체의 분석을 주 연구 대상으로 하고 있다. 본 연구에서는 Figure 1과 같이 실험장치를 구성하였으며, 장치에 사용된 재질은 시편을 제외하고 모두 stainless steel을 사용하여 제작하였으며 제원은 Table 1에 간단히 나타내었다.

누출 시편은 Figure 1에 간단히 나타낸 바와 같이 $\phi 30$ mm인 5Cr-1Mo steel bar를 두께 3 mm로 cutting하여 중앙에 Arc 방전을 이용하여 0.1 mm 구멍을 만든 후, press를 이용하여 약 9 ton/

Table 1. Experimental Conditions for the Water Leak Test Apparatus

Reactor volume	8 L	Steam temperature	500 °C
Sodium inventory	3 L	Steam pressure	600 psig
Sodium temperature	500 °C	Injection weight(H ₂ O)	< 0.1 g/sec
Material	Stainless steel	Atmosphere	Ar

Table 2. Chemical Compositions of Leak Test Cell (5Cr-1Mo steel)

Chemical elements	Compositions (%)	Chemical elements	Compositions (%)
C (Carbon)	0.32 - 0.42	S (Sulfur)	<0.03
Si (Silicon)	0.18 - 1.20	Cr (Chromium)	4.50 - 5.50
Mn (Manganese)	<0.5	Mo (Molybdenum)	1.00 - 1.50
P (Phosphorous)	<0.03	V (Vanadium)	0.80 - 1.20

cm²의 압력으로 hole을 압착하여 시편을 가로, 세로, 두께가 10×10×3 mm로 가공한 후 표면을 Al₂O₃분말을 사용해서 연마하여 사용하였으며, 시편의 화학적 조성은 Table 2에 간단히 나타내었다. 그리고, 실제 고온의 소듐 분위기에 넣어 실험을 수행하기 전에 Ar 가스를 사용하여 제작된 시편에서 누출이 발생하는지 확인한 후 누출 실험을 수행하였다.

2.2. 실험방법 및 분석

먼저 상기 2.1.의 실험장치중 액체 소듐 저장조에 고체 상태의 sodium bricks를 넣은 후 외부 가열로 저장조내의 고체 소듐을 용융 액체 소듐으로 변환시킨다. 고체 소듐을 용융하기 위해 저장조 외부에 장착된 3개의 가열기중 상단부터 온도를 가열하여 원하는 온도에 도달되면 중간 및 하단의 가열기를 작동시켜 저장조 내의 고체 소듐이 완전 용융된 상태가 되면 전체 전열기를 조절하여 원하는 온도로 가온한다. 이처럼 복잡한 과정을 거치는 것은 고체 소듐이 용융될 때 부피 팽창이 크게 발생하여(약 부피로 2.7% 팽창) 용기를 파괴시킬 수 있기 때문이다[15]. 이와동시에 반응조와 소듐 이송 라인에도 외부 가열하여야만 이송 라인이 막히지 않기 때문에 주의를 요한다. 이송라인의 온도가 상승되면 액체소듐 저장조에 Ar 가스를 투입하여 압력을 높인 후 라인 중간에 장착된 valve를 열면 압력에 의해 액체소듐이 반응기 내부로 이송된다.

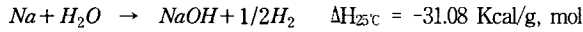
반응조 내부로 액체소듐을 이송시키고 Figure 1의 상부에 장착된 injector에 증류수를 넣고 가열하여 일정압력의 포화수증기를 만들 수 있는데, 누출 압력을 저압으로 할 경우에는 증류수를 가열하여 압력이 상승되는 것을 이용할 수 있는데, 고압으로 누출되도록 하기 위해서는 injector에 연결된 Ar 가스 라인을 통한 가압을 이용하여 원하는 압력을 얻는다. 실험 준비가 완료되면 반응기와 injector 사이의 밸브를 개방하여 누출 시편으로 고온/고압의 수증기를 누출시킨다. 누출량과 누출 시간을 변수로 실험을 수행하며, 누출 실험이 종료되면 앞에서 설명한 역순으로 반응조 안의 액체 소듐을 저장조로 이송하고 누출 시편을 인출한 뒤 시편 보관병에 보관하여 분석을 수행한다. 물 누출 실험 후, 누출부위중 누출경로에서 부식이 진행된 모양을 관찰하기 위해 주사전자현미경 (SEM, JEOL사 840A 제품)을 이용하여 관찰하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1. Self-plugging 및 re-opening 메카니즘

액체금속로 증기발생기는 일반적으로 전열관을 중심으로 양측에 고압의 물과 상압의 액체 소듐이 열 교환을 이루고 있다. 따라서 고압의 물은 항상 상압으로 유지된 소듐부위로 누출될 가능성이 있고, 실제 선진 외국의 액체금속로에서도 물 누출로 인한 사고가 발생된 경험이 여러차례 있었다[16]. 소듐 부위로 누출되는 주된 원인은 증기발생기 내에 있는 전열관 접속부분에서 용접불량이 주된 원인인 것으로 알려져 있으며, 그외에 증기발생기의 제작이나 가공시 재질의 손상등에 의해 corrosion이 가속화되거나, 고온의 stress에 의해 열교환 tube에 crack의 발생, 기타 pinhole등이 원인인 것으로 알려져 있다.

만약 이러한 원인에 의해 누출이 일어나면 미세누출인 경우 누출 경로를 따라 소듐-물 반응생성물에 의한 부식과 erosion 현상에 의해 소위 "self-wastage"라고 하는 부식현상을 야기시켜[17], 점차 누출 시간의 경과에 따라 누출량의 확대를 가져온다. Self-wastage 현상은 고압으로 유지된 물(수증기)이 소듐 부위로 누출되면 소듐과 물이 반응하여



와 같은 반응에 의해[18] 많은 반응열이 생성되어 고온의 분위기를 유지하고, 또 반응생성물이 누출경로에서 주변의 전열관 재질을 재차 공격하여 손상을 증가시키는 erosion 현상, 또 위 반응에서 생성된 부식성이 강한 NaOH와 재질과의 반응에 의한 부식현상을 초래하여 누출부위를 확대시키는 결과를 초래하여 Figure 2와 같은 메카니즘으로 누출이 진전될 것으로 예상하였다.

즉, 원자로의 증기발생기를 구성하고 있는 열교환 tube에서 어떤 결함이 발생하여 미량의 물이 누출되면 상기 Figure 2에서 처럼 잠복기 (incubation)를 맞이하게 되고, 이때 소듐/물 반응에 의해 생성된 부식성의 NaOH가 tube의 재질을 구성하고 있는 Fe, Cr등의 성분과 반응하거나, 또 다른 반응생성물인 Na₂O가 누출경로를 plugging시켜 sealing시키는 현상을 일으키게 된다. 특히, 반응생성물에 의해 누출경로가 막히는 경우를 self-plugging현상으로 부르고 있는데, 이는 반응기내 소듐의 온도에 의한 thermal fluctuation이나 시편 재질의 조성 및 누출부위의 조건에 따라 다시 누출을 허용하는 re-opening 현상을 일으켜 누출부위를 확대하는 경우로 발전하기도 한다.

본 연구에서는 미량누출시 누출경로가 self-plugging되거나 re-opening되는 메카니즘을 다음과 같이 예상하였다.

- 반응 및 부식생성물에 의해 plugging되었던 누출경로가 어떤 열적인 transient에 의해 tube가 팽창하게 되면 plugging역할을 하던 반응생성물 주위로 물의 누출을 다시 허용하게 되고, 아주 느린 속도지만 소듐-물 반응에 의해 생성된 anhydrous caustic soda (NaOH)이 metal을 공격하게 되어 빠른 부식현상을 야기시킴으로써 누출을 확대할 수 있고,

- 전열관 tube 재질중 철 (Fe)과 고온의 NaOH가 반응하여 $Fe + NaOH \rightarrow Fe_xO_y + Na_2O + H_2$ 와 같은 반응에 의해 1차 생성물을 형성하고, 반응생성물인 Na₂O는 다시 Fe와 반응하여

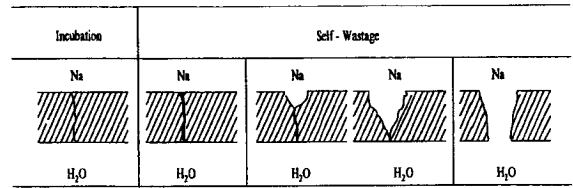
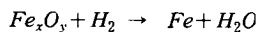
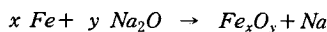


Figure 2. Self-wastage process of water leaks into sodium.

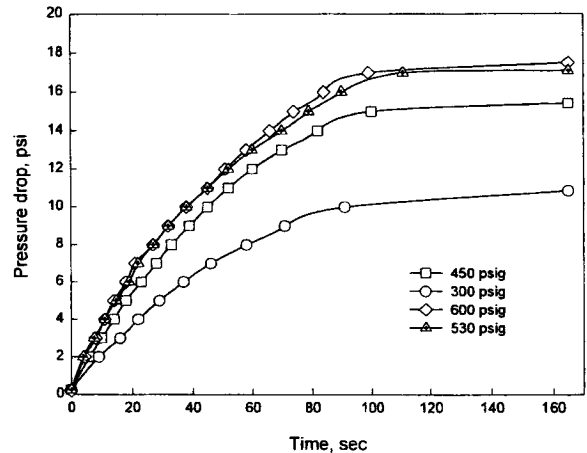
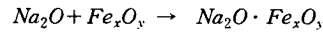
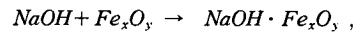


Figure 3. Pressure drops of the leak specimen in Ar blank test.

와 같은 2차 반응으로 연결되어, 최종적으로



와 같은 복잡한 반응 메카니즘에 의해서, 소듐산화물과 철화합물이 혼합된 침전물이 생성되고 이것이 누출부위를 plugging시키는 것으로 해석할 수 있겠다.

3.2. 누출특성

먼저 상기 2.1.에서 제작된 누출시편에서 물 (수증기)이 누출되는 지를 확인하기 위해 상기 2.2.의 물 누출 실험 전에 소듐 분위기에서 Ar가스를 이용해서 blank test를 수행하였다. Figure 3은 Ar가스를 이용해서 시편에서 누출되는 정도를 압력강하로 나타낸 것으로 injector에 Ar가스를 사용해서 누출 압력을 300~600 psig 범위로 변경시켜 실험을 수행하였다. Ar가스가 누출되어 시편을 통해 반응기내로 누출된 양은 반응기에 부착된 압력 게이지로부터 추측이 가능하며, 누출된 양은 500 psig이상의 누출압력에서는 거의 일정한 경향을 나타내기 때문에 실제 물 누출 압력을 약 600 psig로 결정하였다.

한편, 물 누출을 위한 준비로 injector에 증류수를 5 mL를 가한 후 약 400 °C로 외부 가열하여 super-saturated steam을 제조한 후, 외부에서 고압의 Ar가스를 가하여 injector의 압력을 600 psig로 맞춘 다음, 계속적으로 외부가열하여 injection되는 steam의 온도를 500 °C로 유지하였다. 준비가 완료되면 injector와 누출시편 중간에 부착된 valve를 열어 실제 고온 고압의 수증기를 누출 시편으로 injection시킨다. 물 누출이 진행되는 동안 누출되는 압력과 반응기 내부에서의 압력변화를 측정하여 Figure 4에 간단히 나타내었다.

Figure 4의 상부는 시간이 경과함에 따라 누출 injector에서의 압

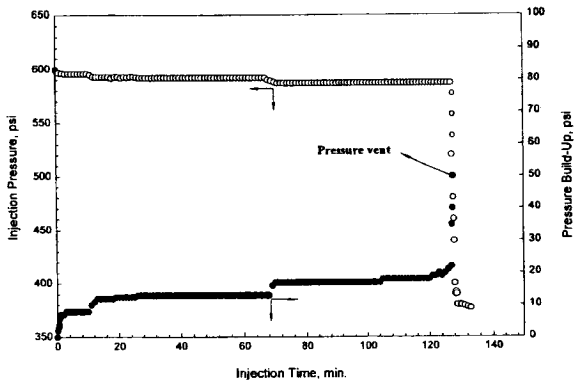


Figure 4. Pressure drop of the injector and pressure build-up in the reactor.

력 강하를 나타낸 것이고, 하부는 반응기 내부에서의 압력상승을 나타낸 것이다. 그림을 보면 물 누출 초기 약 몇 초 이내에서 injector에서의 압력 강하는 아주 극소량인데 비하여 반응기의 내부 압력은 상대적으로 10 psig 정도 상승된 것으로 나타났는데, 이는 고압의 수증기가 누출시편에 인입되는 발브를 열자마자 나타난 현상으로서 이 시기에는 누출경로가 아직 plugging 되지 않았던 것으로 생각되지만 누출경로는 소듐-물 반응생성물에 의해 급격히 sealing된 것으로 보인다. 계속해서 이 시간이 경과한 후 약 15분 정도가 경과할 때 까지 반응기 내의 압력은 변화를 나타내지 않는 것으로 보아 반응생성물에 의해 경로가 self-plugging된 것을 재차 알 수 있으며, 그 후 약간의 온도상승으로 보아 re-opening 현상이 발생한 흔적이 있으나, 계속적으로 self-plugging되어 있는 것으로 판단되며, 이러한 현상은 70분 정도까지 계속 유지되었다.

70분 경과 후 injector의 압력이 약간 떨어진 흔적이 있고, 이와 더불어 반응기 내부에서의 압력도 미량 증가한 것으로 보아 누출경로가 re-opening되었다 다시 plugging된 것으로 생각되며 이러한 현상은 약 129분까지 계속 이어졌다. Injector의 급격한 압력강하와 반응기내의 압력증가가 injection 후 129분이 지나자마자 급격히 변화를 나타내었으며, 이때가 누출시편의 경로가 반응생성물 및 부식생성물들로 self-plugging되었다가 완전 re-opening된 것으로 추정되었으며, 반응기의 폭발성을 고려해서 압력 vent valve를 열어 압력을 해소시켰다. 일반적으로 대규모 물 누출 실험을 수행할 경우 반응기내의 압력은, 소듐-물 반응에 의해 생성되는 수소가스에 의한 것으로 외국의 경우 소듐-물 반응에 의해 생성되는 수소가스의 압력 build-up을 방지하기 위해 반응기에 별도의 line을 설치하고 이곳에 rupture disc를 설치하여 일정 압력에 도달하면 이것이 파열되어 외부로 방출되도록 구성되어 있다[19].

3.3. Re-opening 시간

미량의 물이 전열관의 재질에서 발생되면 누출부위가 아주 미세한 경우 반응생성물인 Na₂O나 NaOH등에 의해 누출경로가 막히는 self-plugging 현상이 발생하게 된다. Self-plugging 현상은 일반적으로 누출경로에서 어떤 열적인 transient나 튜브의 vibration등에 의해 plugging되었던 반응생성물의 가장자리에서 미세하게나마 막혀 있던 반응생성물의 재용해, 또 반응생성물과 누출되는 물에 의해 소듐-물 반응의 재발생, 발열반응으로 인한 온도상승과 재질과 반응생성물인 부식성의 NaOH와 다시 반응하여 누출부위가 부식되는 현상이 반복적으로 발생된다.

그러나 self-plugging되었던 누출경로는 이제까지 발표되었던 실험결과들에 의하면, 50 mg/sec 이하의 물 누출이 진행되는 경우 대

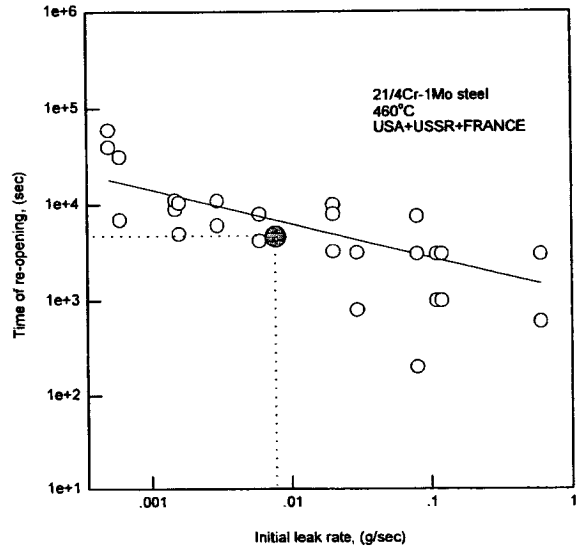


Figure 5. Correlation of initial leak rate and re-opening time.

부분 누출경로가 re-opening되지 않는 것으로 보고되어 있으며, 50 mg/sec이상의 경우라도 re-opening에 걸리는 시간은 재질의 조성에 따라 달라지겠지만, 일반적으로 액체금속로의 증기발생기에서 사용되는 전열관 재질인 2 1/4Cr-1Mo steel의 경우 Figure 5에서 보는 바와 같이 나타남을 알 수 있다[20]. Figure 5는 액체금속로 선진국인 미국, 프랑스, 러시아등에서 발표된 자료들중 동일한 재질과 유사한 실험조건으로 실험한 결과들을 수치로 얻어 본 연구에서 누출율과 re-opening되는 시간과의 관계로 plotting한 것이다.

모든 결과들을 correlation 해보면 그림에서 보는 것처럼 누출량이 증가하면 re-opening time은 줄어드는 경향을 나타내고 있으며, 본 연구에서 실험한 누출량과 re-opening time을 correlation 한 것과 비교해 보면 평균값보다 낮은 수치를 보여주고 있다. 이는 사용된 재질의 조성이 각국에서 나타난 재질의 조성과 약간 다른 것이 주 원인일 것으로 추측되며, 실제 각국에서 발표된 실험조건도 약간의 상이함을 나타내기 때문으로 생각되나[21], 이러한 조건들을 종합적으로 해석해 보면 실험에 나타난 결과는 타당성이 있을 것으로 판단된다.

3.4. Re-opening shape

액체금속로 증기발생기에서는 일반 경우로나 중수로와는 달리 증기발생기 자체의 안전성 검토가 필수적이다. 일반 경우로나 중수로는 증기발생기의 열교환 매체로 경수나 중수가 사용되기 때문에, 만약에 증기발생기 전열관에서 물이 누출된다 해도 동일한 물질이기 때문에 큰 문제로 대두되지 않지만, 액체금속로 증기발생기의 경우 열매체로 액체 소듐이 경수와 열교환 되기 때문에, 만약 고압으로 유지되어 있는 물이 액체 소듐부위로 누출되면 급격한 소듐-물 반응으로, 누출부위에서 부식이 진행되고 고온의 반응열로 인해 누출부위가 확대되어 앞에서 설명한 self-plugging 및 re-opening 과정을 거쳐, 누출 hole이 급속도로 증가됨으로써 대규모 누출로 진전되어 원자로 자체의 중지와 같은 막대한 영향을 미치게 된다.

따라서 액체금속로에서는 전열관에서 물 누출로 인한 안전성 확보 및 안전성 평가기술을 개발하는 것이 대단히 중요하게 대두되며, 일반적으로 안전성 평가 코드를 사용하게 된다. 안전성 평가 코드를 구성하는 프로그램은 각국마다 약간씩 상이하나 프로그램에 입력되는 기본 변수들중에는 본 연구에서 다루고 있는 re-opening size와 부식속도 등을 들 수 있다. Figure 6은 물 누출실험 후 시편

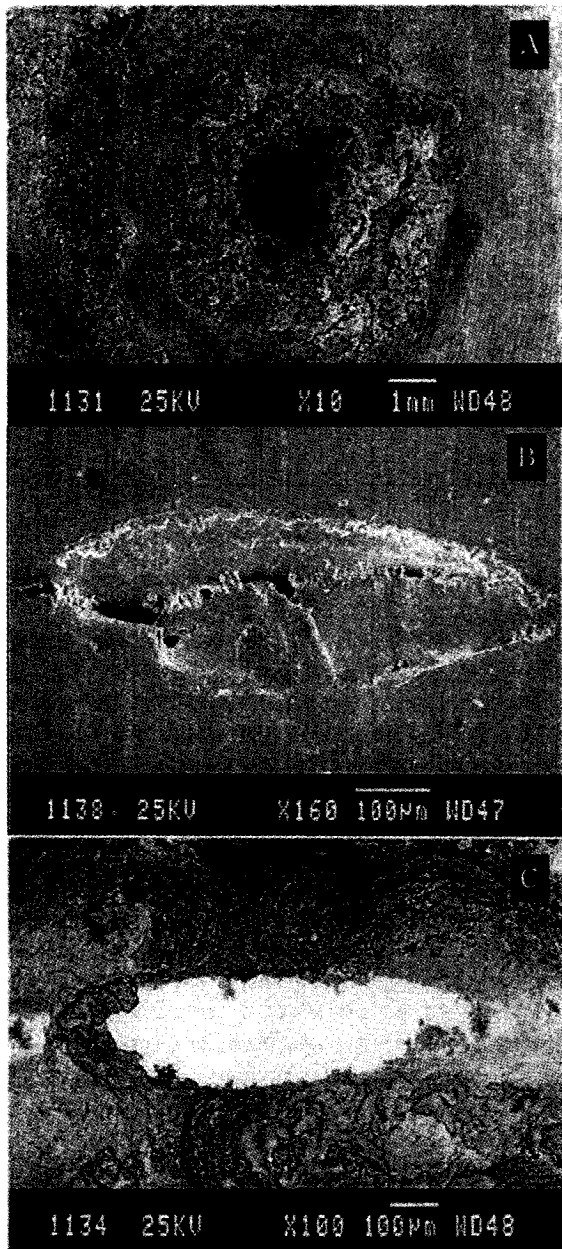


Figure 6. SEM photographs of a specimen after water leak in Na atmosphere.

을 인출하여 누출경로의 re-opening 후 누출부위를 SEM으로 관찰한 것이다. Figure 6의 A를 보면 누출경로에서 re-opening된 size를 보이고 있는데 약 ϕ 2 mm 직경으로 확대된 것을 알 수 있다. 이는 물을 누출시킨 후 누출시편의 내면을 diamond saw로 절단하여 부식이 진행되지 않은 누출경로의 내면을 나타낸 Figure 6의 B에서 보면 대략적으로 직경이 수 μ m되는 것보다 수백배 확장된 것을 알 수 있다. 또한 Figure 6의 A에서도 알 수 있듯이 시편의 부식생성물들이 re-opening 주위로 분출된 것을 알 수 있는데, 이는 D. A. Greene[22]에 의해 밝혀진 self-plugging되었던 누출경로가 re-opening되면서 소듐부위로 (즉 압력이 낮은 부위로) expanding된 것임을 알 수 있다. 한편 상기 Figure 6의 A를 자세히 관찰하면 시편의 표면 내부에 또 다른 누출 hole을 발견할 수 있는데 이를 자

세 확대해 보면 Figure 6의 C와 같이 나타난다. Figure 6의 C는 누출시편, 내부를 SEM으로 inverted image기법을 사용해서 촬영한 것으로 중앙의 흰 부분이 실제 시편 내부의 누출 hole로 판단된다. 이 hole의 size도 역시 상기 Figure 6의 B에 나타난 크기와 비교해 보면 매우 크게 확장된 것을 알 수 있다. 이상을 종합해 보면 누출시편의 부식은 고압의 수증기 부위에서 시작되는 것이 아니라 소듐부위에서 부식이 시작되어 시간이 경과함에 따라 점점 누출부위에서 반응생성물 및 부식생성물들이 plugging 및 dissolution과정을 거치면서 점점 더 부식을 가중시키고 어느 critical 범위가 되면 누출 경로가 expanding되는 것으로 해석할 수 있다.

4. 결 론

액체금속로 증기발생기 전열관 재료로 사용이 예상되는 ferrite steel을 사용해서 소듐분위기에서 미량의 물 누출 실험을 수행한 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

- 1) 누출경로는 소듐-물 반응생성물 및 부식생성물에 의한 self-plugging현상과 열적인 transient 및 전열관의 vibration에 의한 re-opening 메카니즘이 영향을 미치는 것으로 해석이 가능하다.
- 2) 600 Psig의 injection 압력으로 5 g H₂O를 소듐분위 속의 시편으로 누출 시킨 결과 누출초기와 약 70분 경과후에 약간의 누출 흔적이 보였으며, self-plugging되었던 누출경로는 129분이 경과되자 완전 re-opening된 것으로 확인되었다.
- 3) 누출시편의 re-opening size는 2중으로 되어 있으며, 소듐부위에서 시편 표면에 나타난 크기는 약 2 mm의 직경을 나타내었다.

감 사

이 논문은 1998년도 과기부 “원자력개발 중장기 과제”의 연구비 지원에 의해 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

참 고 문 헌

1. D. J. Foust, Sodium-NaK Engineering Handbook, Sodium Chemistry and Physical Properties, Gordon & Breach Science, New York (1972).
2. W. Fromm, WASH-1101, LMFBR Program Plan (Overall Plan), Element 1, U.S. Atomic Energy Commission (1973).
3. C. C. Addison, The Chemistry of the Liquid Alkali Metals, John Wiley & Sons, New York (1984).
4. N. Kanegae, K. Hashiguchi, I. Ikemoto, M. Hori, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **24**, 386-387(1978).
5. H. Nei, “Wastage of steam generator tubes during small leak of steam into sodium”, ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety in Los Angeles, California (1974).
6. J. A. Bray, *J. Brit. Nucl. Energy Soc.*, **10**, 107-119(1970).
7. G. S. Budney, “Liquid metal heated steam generator operating experience”, NAA-SR-12534 (1967).
8. H. C. Cowen and A. W. Thorley, ND-R-984(R), “Caustic cracking of 2 1/4Cr Mo steel”, United Kingdom Atomic Energy Authority, Northern Division Report (1983).
9. C. N. Spalaris, K. D. Challenger, R. A. Day, “Materials engineering issues, LMFBR steam generators”, Int. Conf. on Liquid Metal Tech. in Energy Production, Held in Seven Springs (1976).

10. P. Roy and C. N. Spalaris, "Some aspects of materials development for sodium heated steam generators", *Nucl. Tech.*, **55**, 259-269(1981).
11. 田辺 裕美, 黒雨 光男, "高速増殖爐用 蒸氣發生器の 安全性試験 研究の現況と今後 の展開, 動燃技報 No. 56(1985).
12. M. Hori, K. Kawashima, M. Sato, "Safety evaluation of the Monju steam generator", Int. Meeting on Fast Reactor Safety Related Physics, Chicago, 709-718 (1976).
13. H. V. Chamberlain, J. A. Cameron etc., APDA-254, "Studies of material wastage resulting from reactions of water in sodium".
14. K. Dumm, "Sodium-water reaction : effects of small water-side leaks on the sodium-conducting part of a steam generator (Orienting Preliminary Tests)", Interatom No. TM-130 (1965).
15. P. W. Bridgman, *The Physics of High Pressure*, G. Bell & Sons Ltd., London (1931).
16. 土屋 每雄, "高速爐用 蒸氣發生器 開發の現況", 日本原子力學會誌, **25**, 320-328(1983).
17. D. W. Sandusky, "Behavior of small leaks in LMFBR steam generator", *Trans. Am. Nucl. Soc.*, Vol. 19(1974).
18. K. Dumm, H. Mausbeck, W. Schnitker, "The reaction of sodium and water in tubes", *ATKE*, **14**, 309-318(1969).
19. D. A. Greene, "Small leak damage and protection systems in steam generators", Int. Conf. on Liquid Metal Tech. in Energy Production, Held in Seven Springs (1976).
20. D. W. Sandusky, "Small leak shut-down, Location and behavior in LMFBR steam generator", Int. Conf. on Liquid Metal Tech. in Energy Production, Held in Seven Springs, 193-201 (1976).
21. M. Hori, "Sodium/water reactions in steam generators of liquid metal fast breeder reactors", *Atomic Energy Review*, **18**, 707(1980).
22. D. A. Greene, "Liquid metal engineering and technology", Proceedings of the 3'rd International Conference, Held in Oxford, Paper No.-3(1984).