

〈특집해설〉

## 중대사고 실증실험에 대한 고찰

박 군 철  
(서울대학교)

### 1. 서 론

중대사고는 그 결과도 심각하지만 현상이 매우 복잡하여 그 원인이나 파급과정 및 결과에 많은 부분이 불확실하므로 이를 해석적으로 분석하기에는 많은 어려움이 있다. 따라서 미국을 포함한 여러나라에서는 중대사고에 수반되는 여러 현상들을 개별적 혹은 종합적으로 모사할 수 있는 실험들을 수행하거나 수행할 예정으로 있다. 이러한 실험들의 목적은 사고현상 및 결과를 이해하고 사고관리를 위한 data를 제공하는 것이다. 이에 따라 실험은 현상을 이해하는 기초실험과 코드검증 및 사고관리를 위한 종합적 실험으로 구분된다. 현재까지 알려진 중대사고 관련현상으로는 Severe Fuel Damage, 노심파편 냉각성, 수소거동 및 연소, 증기폭발, 감압 및 자연대류, MCCI (Molten Core Concrete Interaction), DCH(Direct Containment Heating), 그리고 Aerosol 거동 등이 있다.

따라서 본 논문에서는 중대사고 현상별로 문제점과 이를 해결하기 위해 국내외 각국에서 수행하고 있는 실험들을 소개하고 그 결과를 분석하고자 한다.

### 2. 중대사고 현상별 실험 현황

#### 2.1. 중대노심손상(Severe Fuel Damage)

중대사고시 노심손상은 사고초기 노심의 노출 및 가열, 핵연료피복재의 산화 및 수소발생, 핵연료 액화, 용융 및 재배치의 추이과정을 거쳐 일어나게 된다. 이러한 수소 및 핵분열생성물의 방출 및 수송의 메카니즘과 현상들간의 상호 작용을 파악하기 위하여 이러한 현상들을 개별적 혹은 종합적으로 재현할 수 있는 실험들이 실시되었다. 중대사고를 모사하는 대표적인 실험으로 미국 PBF에서의 SFD 실험과 캐나다의 NRU에서의 CDBP 실험, SNL의 ACRR DF 및 DCC 실험, PNL에서의 Zry-4, KfK의 노외 실험, 영국의 UKAEA 에서의 실험, 프랑스의 PHEBUS 계획을 들 수 있다.

SFD의 경우 노내 종합 실험으로 32개의 핵연료봉으로 구성된 노심을 사용하여 새 핵연료, 조사후 핵연료 및 guide thimble, 제어봉의 유무에 따른 중대사고시 노심 및 FP의 거동을 조사하였으며, 실험은 2000-3000K 온도범위에서 수행되었다.[1] CDBP

에서는 상업용 원자력 발전소에서 사용되는 12개의 핵연료봉을 사용하여 실험을 완료하였다. 이는 실제 크기의 핵연료봉을 사용하여 2700°K 이상까지의 핵연료봉 거동 및 수소생성을 조사한 실험으로는 scaling의 효과가 큰 열수력 거동 및 Zr 산화 정도의 축방향 평가를 수행한 MT(Material) 및 FLHT(Full Length High Temperature) 실험이 있다. [2] SNL의 ACRR DF 실험에서는 SFD 및 FLTH 등 대규모 종합실험에서 규명되지 못했던 변수들인 FP 방출 및 이송과정, 핵연료의 손상 진행과정, 사고에 따른 최종 손상상태 및 심각도를 조사하였다. SNL의 DCC 실험에서는 ACRR의 irradiation space에 실험 장치를 설치하여 노심파편층의 냉각 특성 및 dryout 열유속을 측정하였다. PNL의 Zry-4 실험에서는 1300에서 2400°C에서의 Zry-4의 증기에 의한 산화 현상을 조사하였다.

독일의 KfK에서 수행된 실험은 대표적인 노의 실험으로 core melt progression에 따른 고온에서의 material의 거동을 조사하였다. 특히 이 실험에서는 molten Zr의 UO<sub>2</sub>에서의 거동을 조사하였다. 영국 UKAEA에서는 FP의 거동분석을 위하여 small-scale integral test facility인 FALCON을 제작하여 노심 upper plenum, hot-leg 및 격납용기 등에서의 FP 방출 및 거동을 측정하였다. 프랑스의 PHEBUS 계획은 3단계로 나누어져 있으며 최초의 대형파단 냉각재 상실사고(LOCA)시 핵연료 거동실험은 1984년 완료 되었으며 손상노심 거동 실험인 SFD 실험은 1986년 시작되어 1989년 완료되었다. 현재 핵분열 생성물의 방출, 이송과정 실험인 FP 실험이 준비되고 있다. 개별현상에 대한 실험으로서 ORNL에서는 TMI 사고 이전부터 fission product release에 관한 많은 실험들을 수행해왔으며 [3] 1980년대 들어와 HI, VI-series를 실행하였다[4]. 이러한 실험의 결과물은 중대사고를 모사한 각종 computer code의 FP 거동 및 이송모델의 개발에 이용되고 있으며 미국에서는 실험의 측정치를 data bank 화하는 작업을 진행 중이다.

그리고 지금까지 초기노심손상 과정에서 노심파편 형성으로 유로가 폐쇄될 경우 수소생성에의 영향에 대한 상반된 주장이 있어 왔다. 즉 수증기의 상부로의 유입이 차단되어 산화반응의 감소와 아울러 수소생성이 줄어들 것이라는 것과 별 영향을 받지 않을 것

이라는 것이 그것이다. 그런데 지금까지의 실험결과들로 미루어보면 초기노심손상 과정에서는 유로폐쇄가 90% 이상이 되지 않는 이상 큰 영향을 받지 않는 것으로 보인다.[1] 또 지금까지 수행된 실험들에 의하면 총 수소발생의 90% 이상이 zircaloy 용융 발생 이후 생성되었다. 따라서 zircaloy 재배치 이후의 산화작용에 대한 연구가 더 요구된다.

## 2.2. 노심파편을 냉각가능성(Debris Coolability)

노심파편층의 냉각가능성은 사고경위 및 관련현상에 따른 노심파편층의 형성 특성에 따라 크게 다르다. 그리고 입자형태의 노심파편층의 냉각은 파편층의 특성(입자 크기 및 크기 분포, 입자모양, 다공성, 층의 깊이 및 폭, 층의 구성), 파편층의 출력 및 출력 분포, 냉각수의 물성 및 깊이, 파편층 경계면의 열전달 등 다양한 인자들에 의해 지배된다. 따라서 원자로 용기내 노심파편층의 냉각성에 대한 평가는 중대 사고 대응능력 평가에서 매우 중요한 역할을 담당하므로 이에 대한 많은 연구가 수행되었다. 특히 파편층의 dryout heat flux 측정 및 냉각특성에 대한 그동안의 많은 실험적 연구를 통하여 Lipinski의 모델 등이 이론적으로 잘 정립되어 있는 편이다. 그러나 용융노심물의 경우, 용융노심층 상부의 경계면에서 피막의 형성 및 피막면의 냉각특성은 아직 충분히 규명되고 있지 않으며 또 이를 입증할 만한 실험자료가 충분치 않으며 따라서 아직도 많은 연구를 필요로 하고 있다.

그간 수행된 실험은 PBF에서의 RIA-ST-4 실험 [5]과 SNL에서의 D-10, DCC-1/2[6]등이 있다. 그림 1은 지금까지 진행된 실험적, 이론적 연구의 결과를 보여주는 대표적 경우로, 파편층 상부에 냉각수층이 존재할 때 자연대류에 의한 파편층의 dryout heat flux의 실험결과 및 예측치를 보여 준다.

한편 최근 EPRI의 URD와 ARSAP(Advanced Reactor Severe Accident Program)의 노심파편층 냉각 쟁점 평가에서는 지금까지 알려진 실험결과를 토대로 파편층의 냉각 기준(coolability criteria)을 설정하였다. 하지만 노심파편층의 냉각 쟁점에 대한 NRC의 평가가 cavity내 노심파편층의 냉각기준으로 URD에서 명시한 Cavity 면적 (0.02m<sup>2</sup> per MW)의 타당성 및 일반성이 충분히 입증되어 있지 않다고 내려져 이에 대한 보완이 필요한 실정이다.

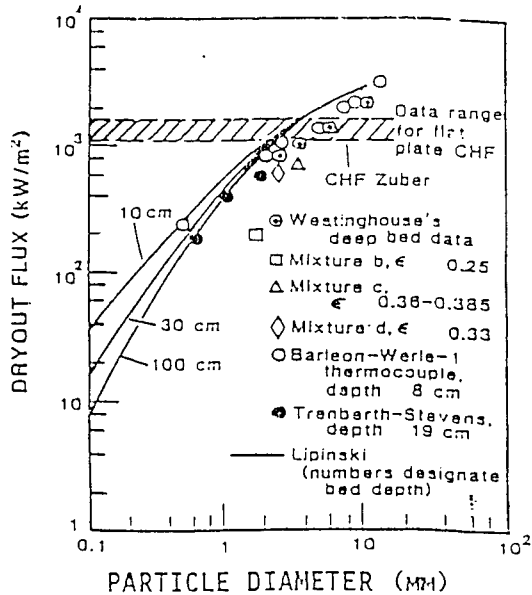


그림 1. 입자파편충의 냉각수 고갈열유속(DHF)의 실험자료와 Lipinski 모델과의 비교

### 2.3. 수소 생성 및 거동

수소의 생성과 연소현상은 현상 자체의 복잡성 때문에 실험 수행을 통한 해석 모델 확립이 이루어져야 하기 때문에 많은 연구 기관에서 다양한 실험을 수행하여 왔는데 주로 선원항 평가를 위한 수소발생량에 대한 측정 실험과 수소 연소에 대한 실험으로 구분할 수 있다. 수소 생성과 관련된 실험들은 실제 독립된 실험으로 수행할 수 없으므로 보통 가장 큰 수소 발생요인인 Severe Fuel Damage나 MCCI와 같은 현상들에 대한 실험과 더불어 이루어진다. 수소 생성 정도가 이런 실험들의 결과로써 주어진다.

FITS 실험을 통해 증기 폭발시 발생하는 수소량을 측정하는 실험은 SNL에서 수행되어 왔으며, INEL에서는 노심 손상 거동을 분석하기 위한 SFD 실험으로부터 2000-2200°K 온도 범위에서 노심 거동과 함께 수소 발생량 및 시간을 측정하는 실험을 수행하였다. ANL에서는 노심 손상 사고의 진행에 따른 단계를 구분하여 수소의 발생량을 분석하였는데, 노심 내부의 산화 과정에서 Zr의 산화에 대한 온도의 영향과 노심 외부에서 수소발생 요건의 열역학적 상태를 고려하였다. PNL과 캐나다의 Chalk Riv-

er 연구소에서도 Zr의 온도에 따른 거동 및 물성실험을 수행하였는데, 2700°K 이상의 고온까지 수소 생성을 조사하였다.

수소수송 및 혼합과 관련한 실험은 HEDL에서 ice condenser형의 발전소의 저위의 격막실(Lower Compartment)에 대한 수소 혼합 현상을 조사하기 위해 수행되었다. 저위 격막실(Lower Compartment)로부터 고위 격막실로의 자연대류흐름과 고위격막실로부터 저위격막실로의 강제대류흐름을 파악하기 위해 높이 20m, 지름 7.6m의 용기를 설치하였다. 수소와 증기, 헬륨과 증기의 혼합물을 파이프 틈이나 pressurizer relief tank rupture disk를 통해 주입하여 시험기간동안 저위 격막실내의 최고 농도차이가 1-3 vol%를 넘지 않는다는 것을 확인하였다. 또, Battelle-Frankfurt에서는 방사성 분해에 의한 장시간동안의 수소 발생을 모사하기 위해 낮은 속도로 수소를 유출하는 실험을 수행하여 orifice로 분리된 격막실 사이에 농도 차이가 존재한다 하더라도 단일 용기의 등온 테스트에서는 수소농도가 일정하다는 것을 확인하였다.[7] 또한, 이 실험에서도 분리된 격막실 사이의 최고수소농도가 1.5 vol%를 넘지 않는다는 것을 확인하였다.

수소 연소에 따른 연소가능성과 연소로 인한 압력증가의 정도를 보여주는 실험은 AECL을 비롯한 여러 기관에서 수행하였다. 이들 실험에 대한 요약은 표 1에 나타내었다. 그리고 수소 폭발에 대한 실험은 McGill 대학[8]과 SNL[9]에서 기본적인 실험을 상세히 수행하였고 특히 detonation cell width를 비롯한 여러가지 parameter에 대한 유용한 자료를 제시하고 있다. 그러나 이 실험에서의 약 15% 수소농도에 대해 촉발에너지는 약 4100J(4.0 Btu)로써 일반적으로 격납용기 점화원으로 부터 이만큼의 에너지는 생성되지 않을 것으로 생각되어 화염이나 확산화염에 필요한 에너지가 수 mJ임을 감안하면 폭발보다는 오히려 화염이나 확산화염이 일어날 가능성이 훨씬 크다.

### 2.4. Steam Explosion

원자로에서의 증기폭발은 최초 1961년 미국 Idaho에 있는 SL-1 원자로에서 발생하여 3명의 종업원이 사망하였고 최근에는 Chernobyl 사고에서도 경험하였지만 발생시 격납용기 조기파손의 심각성때문에

표 1. 중간 규모의 수소연소실험의 요약

Vessel volume, m <sup>3</sup>	Vessel shape	Organization	Igniter and location	Initial state		Hydrogen range, vol. %	H <sub>2</sub> O range, vol. %	Fan capability
				Temp., °C	Pressure, atm			
0.3	Horizontal cylinder	LLNL	Glow plug, near bottom	10 to 100	1 to 2	7 to 15	0 to 40	No
3.8	Sphere	Westinghouse Fenwal, Inc.	Glow plug, center	15 to 175	1 to 2	5 to 12	0 to 40	Yes
5.0	Vertical cylinder	Sandia	Spark/glow plug, center/ lower half	25	0.15 to 1	5 to 18	~0	Yes
5.6	Vertical Cylinder	Sandia	Glow plug, spark, lower half	115		8 to 20	0 to 30	Yes
6.3	Sphere	AECL	Spark, center, bottom	25 to 100	1	4 to 42	0 to 30	Yes
17.8	Vertical cylinder	EPRI Acurex Corp	Glow plug, top/center	70	1 to 3	5 to 11	~0	Yes
25.6	Sphere	Bureau of Mines	Spark, center	25	1	5 to 12	~0	No
2.00	Sphere	EPRI NTS	Glow plugs	35 to 80	1	4 to 13	0 to 40	Yes

원자로에서 증기폭발에 의한 격납용기 파손확률은 매우 낮은 것으로 SERG(Steam Explosion Review Group)에서 결론짓고 있다. 하지만 아직 현상규명과 증기폭발에 의해 격납용기 파손확률의 최적치를 도출하기 위해서는 많은 연구가 필요하다. 그래서 SNL에서는 향후 아직 불확실성이 남아 있는 현상의 규명과 low-probability에 대한 확증, 그리고 scaling 문제를 해결하고자 다음과 같은 증기폭발 연구 계획을 제안하고 있다.

- a) SEALS-steam explosion at large scale : up to 2000 kg mass
- b) FITSX-fully instrumented tests : up to 50-100 kg melt mass
- c) ACM-stratified explosion tests : up to 50-100 kg melt mass
- d) SHIP-small scale high pressure tests

그간의 FCI 실험에 대하여 정리 분석해 보면 첫째 small-scale 실험이 있다. 이러한 소규모 실험은 주로 분쇄현상을 파악하기 위해 실시되었으며 실험방법은 한 액체를 다른 액체 pool에 single drop으로 자유낙하시키거나 분사시키는 방법으로 대별할 수 있다. 다

음으로 large-scale 실험이 있다. 이러한 대규모 실험은 원자로 안전해석에 적용하는 면에서 “In-Pile”과 “Out-Pile” 실험으로 나눌 수 있다. 먼저 Ispra 실험은 이태리 Ispra에서 수행된 실험으로 처음에는 4kg의 UO<sub>2</sub>를 0.2m<sup>3</sup>의 Na tank에 떨어뜨린 결과 증기폭발을 관찰하지 못하였고 이때 압력상승은 매우 미약했다. 그후 1979년 Benzo[10]등이 molten steel, UO<sub>2</sub>, 혹은 granulate UO<sub>2</sub>등 여러 용융물질을 물에 떨어뜨려 약 50번의 실험을 수행하였지만 증기폭발은 일어나지 않았다. 그러나 이 실험에서는 약 25bar의 압력상승이 측정되었다. 다음으로 영국의 Winfrith 실험으로 Al/Water을 사용하여 폭발과 동시에 약 400bar까지 압력상승을 보였다. 그후 Fry and Robinson에 의한 THETMIR 실험은 Al(or tin)/Water을 두 종류의 재질에 대해 수행되었다. 1984년 Brid에서는 24kg UO<sub>2</sub>를 water pool에 떨어뜨려 conversion rate가 최대 4.3%까지 예측되었다. 그리고 ANL 실험이 있는데 이 실험에서는 Water/-Freon-22을 사용하여 dwell time 동안 압력이 선형적으로 증가함을 보였고 국내에서도 이와 유사한 실험이 서울대에서 수행되고 있다. 그후 1979년 Henry

and Seger가 shock tube geometry에서 초기 압력이 증가할 수록 폭발이 일어나기 어려움을 알았다. 또한 SNL의 FITS 실험은 처음으로 thermite( $\text{Fe-Al}_2\text{O}_3$ )나 corium을 사용하여 open geometry 실험(MD series)을 실시하여 폭발압력을 측정하였다. 그 후 FITS 실험에서는 B-, C-, D-series 등 다양한 용융물질, 질량, 조건에서 실험을 수행하여 다음과 같은 결과를 관찰하였다.

- a) large scale 폭발은 화학적 폭발과 유사한 구조를 갖는다.
- b) 최대 폭발 압력은 매우 크다.
- c) corium에 의한 폭발은 thermite에 의한 것과 거의 유사한 efficiency를 갖는다.

## 2.5. 감압 및 자연대류

자연순환 현상은 전원상실사고(TMLB)와 같은 고압조건하에서의 중대사고시 사고진행 과정에 많은 영향을 미치는 중요한 현상으로 원자로 냉각재계통 내에서 자연순환이 효과적으로 발생한다면 원자로용기가 파손되기 전에 냉각재계통이 파손되어 압력을 경감시키기 때문에 HPME(High Pressure Melt Ejection)에 의한 DCH를 방지할 수 있으며 이에 따라 격납용기의 조기파손 가능성을 감소시킬 수 있다. 이러한 자연순환 현상은 WASH-1400이나 BMI-2104 연구에서는 고려되지 않았으나, TMI 사고 이후 이의 중요성을 인식한 규제당국은 NUREG-0956 [11] 연구와 NUREG-1150 연구에서 중대사고 연구의 8개 불확실성 중의 하나로 선정하고 많은 연구를 수행하여 왔다. 또한 원자력 산업계에서도 이 현상에 대한 쟁점을 해결하기 위하여 많은 연구를 수행하고 있다. 이들 연구를 크게 전산코드를 이용한 해석적 연구와 실험적 연구로 나눌 수 있는데 거의 대부분이 해석적 연구라 해도 과언이 아니다.

실험연구로는 웨스팅하우스가 ERPI의 후원하에 수행한 실험이 유일하다. 이 실험은 상업용 발전소를 1/7로 축소한 실험장치를 통하여 물과  $\text{SF}_6$ 기체를 사용한 모사실험을 수행하였다. Zion과 같은 Westinghouse Type 4 Loop 발전소의 원자로 냉각재 계통중 반쪽을 모의하였는데 저온관과 펌프는 제외하였다. 현재도 진행중인 이 실험은 자연순환과 관련하여 다음과 같은 사실들을 관측하였다.

- 1) 재순환 흐름은 고온관과 상부 헤드를 제외하고

거의 모든 영역에서 대칭 유동을 형성한다.

- 2) 상부 Plenum에서 유체는 잘 혼합된다.
- 3) 고온관에서 흐름은 상부의 고온증기와 하부의 저온증기의 두 층으로 분리되며 이들 사이에 약간의 혼합이 발생한다.
- 4) 증기발생기 Inlet Plenum에서는 고, 저온 증기가 서로 혼합된다.

## 2.6. Molten Core Concrete Interaction

MCCI는 원자로 vessel의 바닥을 뚫고 흘러내린 용융노심물질이 격납용기의 콘크리트와 서로 반응하여 콘크리트를 분해하고, 분해된 물질들과 용융노심물질간의 화학반응으로 기체가 생성되고 이 기체들이 용융 pool을 따라 상승하면서 며칠동안에 걸쳐 여러가지 기체 및 에어로졸을 방출하는 현상으로 이와 관련하여 방사성 물질의 거동과 격납용기의 압력증가 및 콘크리트의 부식과 radiation heat에 의한 다른 구조물의 thermal attack을 연구의 대상으로 한다.

미국 NRC에서 수행해온 주요 연구내용은 계속된 가열상황에서 콘크리트와 노심용융물질의 실험과, 계속된 가열상황에서 산화물과 금속물질에서의 에어로졸 생성실험, 고온의 고체 파편층에 의한 콘크리트 부식에 관한 연구, Gas sparging이 일어나는 용융액체층 표면에서의 열전달에 관한 실험, 그리고 노심파편층 상부의 porous crust와 물에 의한 에어로졸 제거연구였는데 이들은 주로 SNL에서 진행된 실험을 토대로 행해졌다. 이들의 실험명과 간략한 내용을 소개하면 크게 세가지로 나눌 수 있다. 첫째, TURC(Transient Urania-Concrete Test) program은 실제크기의 실험장치에서 금속물질과 콘크리트의 반응을 알아보는 TURC1 [12]과 실제 크기의  $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2$  melt와 콘크리트 반응실험인 TURC2 그리고  $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2/\text{Zr}$  melt와 콘크리트의 반응실험인 TURC3으로 이루어지는데, TURC1은 실제 노심물질로 진행되는 실험의 준비실험으로 두개의 세부실험으로 구분된다. 즉 Thermite와 콘크리트의 반응을 살펴보는 TURC1T과 stainless steel과 콘크리트의 반응을 보는 TURC1SS이다. 둘째, SWISS program [13]은 지속적으로 용융 pool을 가열하면서 냉각수가 노심파편층 상부에 존재하는 경우에 있어 금속물질의 용융물과 콘크리트의 반응을 실험했다. 셋째, SURC-3(Sustained Urania-Concrete Test) prog-

ram[14]은 모두 steel과 zirconium으로 용융물을 구성했고 4번의 실험중 QT-D와 QT-E는 목적하는 SURC-3과 SURC-3A 실험에 앞서 scoping tests로서 행해졌으며 melt의 질량을 변화시켜가며 실험을 수행했다. 또한 앞으로 NRC에서는 노심파편층 상부 냉각수에 의한 파편층 표면의 crust 생성과 분해에 대한 debris bed coolability의 영향을 결정하고 cavity floor 위에 노심파편 살포시 노심파편의 유체역학적 특성과 노심용융물의 성분함수로서 높은 온도에서 여러종류의 콘크리트의 물성 및 부식특성을 연구할 계획으로 있다.

한편 소련에서는 1989년부터 시작하여 진행중에 있는 small-scale 실험계획의 일환으로 다음과 같이 corium-concrete interaction results를 수행하고 있다

표 2. 소련의 MCCI에 대한 Small-Scale 실험계획

- \*Experimental studies of iron-base melt interactions with a concrete at low-frequency induction heating facility(the molten mass=7~15Kg, power density=1~3 Kw/Kg);
- \*The study of interactions of the core fragments with concrete and structural materials with using real spent fuel samples;
- \*The study of gaseous and dispersed products of corium-concrete interactions ;
- \*Experimental data on the erosion rate of concretes used in the USSR in construction of NPP;
- \*Data of the amount of composition of generated gases, aerosols and simulated fission products;
- \*Determination of the composition and dynamics of radionuclides releases.

독일의 중대사고 연구 실험계획인 KfK의  $\beta$ -experiment[15]에서도 V series를 통해 MCCI를 연구했고 WECHSL Code가 개발되어있다. 실험들은 scale에 따라 Small scale과 large scale로 구분할 수 있고 melt pool의 온도를 유지하기 위해 유도전기로 가열하며 실험을 진행했다. 특히 small scale 실험에서는 초기 조건들을 다양하게 변화해가며 여러번의 실험을 수행하였다.

지금까지 알려진 MCCI 실험결과를 살펴보면, 먼저 진행된 모든 Transient test에서 금속층과 산화층

의 분리가 빠르게 일어났고 초기용융물의 온도가 증가하면 부식속도가 증가한다는 것이 관측을 통해 사실로 확인되었다. 하지만 측정된 실험자료들은 상당히 넓은 범위에 분포하는데 그 예로  $\beta$ -experiment에서 부식속도는 60~200cm/h 에 분포하여 그 폭이 꽤 크다[123]. 그래서 각 실험에서 melt와 concrete 사이의 접촉면의 위치를 간결하면서도 정확하게 측정하는 방법을 개발하는 방향으로 많은 기술이 개발되었다.

불확실했던 용융 pool의 상구조도 실험을 통해 많이 규명되었다. 그중  $\beta$ -experiment에서는 pool의 상배치가 낮은 온도에서의 상과 높은 온도에서의 상으로 구분이 되는데 이 구分的 기준이 되는 온도는 콘크리트의 용융점이다. 구분된 상에 의해 낮은 온도에서는 용융 pool이 층상화 된다는 것을 확인할 수 있어서 긴 시간동안 MCCI를 지배하는 것은 층상화 된 pool임을 가정한 기존 CODE의 정당한 근거가 되었다. 그밖에도 주요한 실험에서 실제로 “Coking effect”에 의한 CO<sub>2</sub> 개스의 분출이 상당히 감소함을 정량적으로 밝힐 수 있었고 마찬가지로 H<sub>2</sub>O가 H<sub>2</sub>로 환원되는 효과도 실제로 크다는 것을 확인할 수 있었다. 그리고 TURC 실험을 통해 콘크리트와 노심용융물 사이의 접촉면에서 일어나는 열전달 계수의 변화가 이전에 추정된 bubble model 보다 nucleate boiling에 더 흡사함을 알아내어 열전달모델에도 상당부분의 확인작업이 계속되어야 함을 알게 되었다. 마지막으로 콘크리트를 크게 basaltic concrete와 limestone concrete의 두 종류로 나누어 실험을 한 결과 basaltic concrete의 부식속도가 더 크고, MCCI로 인한 전체적인 효과에 미치는 콘크리트의 영향은 limestone 콘크리트가 사고시 더욱 안전한 것으로 나타났다.

## 2.7. Direct Containment Heating (DCH)

DCH 혹은 HPME 이라고 일컬어지는 이 현상에 의한 격납건물 내부에 전달되는 에너지 및 격납건물내의 가압정도, 발생되는 수소의 양은 다음과 같은 인자에 의해 결정될 것으로 판단된다.

- 1) 분사되는 용융 'corium'의 질량, 온도 및 조성비
- 2) 분사시의 원자로의 압력
- 3) 원자로 균열부분의 면적
- 4) reactor cavity의 구조(구조 변화에 따라 cavity를

통하여 격납건물 내로 분산되는 'corium'의 양이 결정된다.)

5) 'corium' 입자와 반응하는 산소 및 수증기의 양 따라서 이러한 각 인자들의 영향을 연구하기 위하여 용융노심 분사에 관한 Debris dispersal 정도, Debris와 격납용기 구조물과의 상호작용, Debris와 격납용기 대기간의 에너지 전달체제, 방사선 선원향에 대한 실험 및 해석적인 연구가 활발히 진행되고 있다

실험적 연구로써 ANL의 CWTI 실험, SNL의 HIPS 실험 등이 있으며, 최근에는 SNL에 의하여 Zion 원자력 발전소의 cavity를 1/10으로 축소한 SURTSEY 실험이 진행 중에 있다. 한편으로 BNL (Brookhaven National Laboratory)에서는 용융 'corium'의 cavity 내에서의 거동 및 격납건물내에서의 유동을 보기 위하여, 투명 플라스틱을 이용한 1/42 scale의 cavity를 만들고 물 및 wood's metal 및 inert gas를 사용하여 cavity내에서의 유동 특성 및 격납 건물로 분사되는 정도를 여러가지의 무차원수를 변화시켜가며 고속 촬영기를 이용하여 관찰하였다.

1991년 CSARP에서 발표된 자료에 의하면 SNL에서는 SURTSEY 실험결과로 cavity내의 물의 효과에 대하여 실험이 진행중이다. 한편 영국의 Berkeley Nuclear Laboratory에서도 실험을 통하여 cavity 구조중 유로의 꺾임각에 관한 결과를 발표하고 있다. 또한 국내에서도 영광 3,4호기 cavity 설계를 위해 포항공대에서 1/30 scale 실험을 수행하였다 [16].

## 2.8. Aerosol Behavior

원자력발전소 중대사고시 방사성물질의 수송은 에어로졸 상태로 이루어지게 되므로 안전성연구에서 에어로졸의 거동해석은 방사선 선원향(Radiological Source Term) 예측에 매우 중요하다. 이러한 에어로졸 거동을 이해하기 위해 독일 KIK에서는 1984년부터 수행한 DEMONA 프로젝트에서 에어로졸 공간분포를 측정하였다. 실험 자유공간이 640 M<sup>3</sup>이며, 에어로졸을 1시간동안 1g/m<sup>3</sup>(입자 평균크기 2.6μm)수준으로 주입하고 이후 2시간동안 에너지만을 자유공간 중심에서 점선원으로 공급하였다. 에어로졸 측정을 위해 10개 지점에 광학적 투과율 측정장치

(공간분포측정)를 설치하였고 2개 지점에는 에어로졸 입자 크기와 농도를 측정하기 위한 Impactor를 설치하였다. 이 실험의 목적은 격납용기의 자유공간이 몇개의 큰 격실로 구분될 수있는 경우에 자연대류(중양에 250도의 공기주입)에 의한 에어로졸의 거동을 보기 위한 실험으로 균일혼합을 검증하기 위해서 실시되었다. 측정 결과 광학측정장치 기록에서는 상부와 하부의 위치 차이에 따라 농도차이가 시간에 따라 30 %이상 나타났으며 상부가 하부보다 작게 나타났다. 이 실험의 공간 구성을 보면 중심부에서 바깥쪽으로 자연대류가 잘 일어나도록 구성되어 있으며 자연대류의 균일혼합조건에서 공간분포가 나타난 것은, 큰 자유공간을 갖는 격납용기의 경우에 중대사고시 자연대류조건에서의 에어로졸 공간분포 분석이 필요함을 보여준다.

미국의 경우 SNL에서 ACRR DF 실험에서 핵분열 생성물 방출 및 거동에 관한 연구가 진행된 바 있으며, 에어로졸에 관한 연구는 NUREG-1150 보고서에 의하면 용융노심/콘크리트의 반응에 의한 핵분열 생성물의 방출, 재취발, 및 Iodine 후기방출등이 위험도 불확실성에 원인이 됨을 밝히고 있어 이에 대한 연구가 계속되어질 것이다. 한편 최근 연구동향에서 볼때 source term평가가 낮으며 격납용기 파손 경위분석이 우선하여 이 분야는 장기계획에서 Priority가 낮다.

일본의 경우 EPRI와 의 협력연구를 통하여 (LACE Plan) 1985년부터 1987년까지 노심손상사고시의 격납용기에서 에어로졸 거동분석등의 연구가 진행된 바 있다. 프랑스의 경우 TMI 사고이후 핵분열 생성물 거동에 관한 현상이해와 정량화를 위해 많은 실험연구가 수행되었다. 또한 국제 공동연구과제로 MARVIKEN, DEMONA 및 LACE에 참가하고 있다. 영국의 경우 전력회사와 공동으로 핵분열 생성물의 화학작용에 대한 연구가 수행된 바 있으며 핵분열 생성물 거동해석으로 FALCON을 제작하여 핵분열 생성물의 방출 및 거동을 분석하였으며 전산코드로 FAEREL과 AEROSIM-M을 개발하였다.

## 3. 결 론

그간 설계기준사고에서 고려하지 않았던 노심용융이 TMI 사고로 현실화함에 따라 원전의 안전성

극대화하기 위해 중대사고에 대비한 새로운 설계와 기존원전에 대한 설계변경이 불가피하게 되었다. 그러나 이러한 최악의 사고는 그 결과도 심각하지만 현상이 매우 복잡하여 그 원인이나 파급과정 및 결과의 많은 부분이 불확실하므로 이를 해석적으로 분석하기에는 많은 어려움이 있다. 따라서 중대사고에 수반되는 여러 현상들을 개별적 혹은 종합적으로 모사할 수 있는 실험들을 수행하여 사고현상 및 결과를 이해하고 사고관리를 위한 data를 제공하고자 하였다.

본 논문은 현재까지 알려진 중대사고 관련현상- Severe Fuel Damage, 노심파편 냉각성, 수소거동 및 연소 증기폭발, 감압 및 자연대류, MCCI, DCH, 그리고 Aerosol 거동-들에 대해 그간 각국에서 수행한 실험들을 현상별로 소개하고 그 결과를 기술하였다. 그러나 본 연구를 통해 그간 수행된 실험들은 다음과 같은 일반적인 문제점이 있음이 밝혀졌고 향후 이를 해결하는 연구들이 수행되어야 할 것이다.

- (1) 기본적 현상이해를 위한 기초실험이 아직 미약하다. 특히 증기폭발에서는 각종 mechanism에 대한 정립된 실험적 이론이 없다.
- (2) 대부분의 현상에서 실험 data 수가 아직 절대적으로 부족하다. 자연대류에서는 한 개의 실험이 유일하며 debris coolability에 대해서도 마찬가지로 이 때문에 이들에 대한 확률이나 설계기준 설정에 신뢰도를 줄 수 없다.
- (3) 각 실험결과를 연관시킬 수 있는 scaling factor가 없기 때문에 종합적인 상관관계를 수립할 수 없고 실험결과의 databank화가 불가능하다.
- (4) (3)과 관련하여 scale-down 하거나 simulant를 사용한 대부분의 실험들에 대한 결과를 실제 사고해석에 활용하는 데는 많은 어려움이 있다.
- (5) 거의 모든 현상들이 서로 연관하여 영향을 미치므로 이를 종합적으로 평가할 수 있는 Integral Test가 필요하다.

## 참 고 문 헌

1. Knipe, A.D., S.A. Ploger and D.J. Osetek, "PBF Severe Fuel Damage Scoping Test Test Result Report," NUREG/CR-4683
2. Rausch, W.N., G.M. Hesson, J.P. Pilger, L.L. King and R.L. Goodman "Data Report Full-Length High-temperature Experiment 1", PNL-5691
3. Lorenz, R.A., J.K. Collins, A.P., et al, "Fission Product Release from Highly Irradiated LWR Fuel Heated to 1300-1600 oC in Steam", NUREG/CR-1386
4. Osborne, M.F., R.A. Lorenz, et al, "Data Summary for Fission Product Release Test HI-1", NUREG/CR-2928
5. Dhir, V.K., "On the Coolability of Degraded LWR Core," Nuclear Safety, vol. 24, no. 3, pp. 319-337, 1983
6. Reed, A.W., et al., "Coolability of UO<sub>2</sub> Debris Beds in Pressurized Water Pools: DCC-1 and DCC-2 Experiment Results," Nuclear Eng. & Des., Vol. 97, pp 81-88, 1986
7. Langer, G., R. Jenic, and H.G. Wentlandt, "Experimental Investigation of the Hydrogen Distribution in the Containment of a Light Water Reactor Following a Loss of Coolant Accident," German Report BF-R-63.363-3, NTIS, May 1979
8. Lee, J.H.S., C. Chan, and R. Knystautas, "Hydrogen-Air Deflagrations: Recent Result," in Proceedings of the Second International Workshop on the Impact of Hydrogen on Water Reactor Safety, Albuquerque, New Mexico, October 3-7, 1982, NRC Report NUREG/CP-0038(SAND82-2456, EPRI-RP1932-35), pp. 889-914 Nuclear Regulatory Commission, 1983
9. Berman, M. and J.C. Cummings, "Hydrogen Behavior in Light-Water Reactors, Nucl. Saf., 25(1) (in press).
10. enz, R. et al., "H<sub>2</sub>/Water Interactions in Tank Geometry: Experimental and Theoretical Results" 4th CSNI Spec. Mtg. on FCI in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979
11. USNRC, "Reassessment of the Technical Base for Estimating Source Terms, NUREG-0956, Final Report," July 1986



12. Gronager, J.E., A.J. Suo-Anttila, and J.E. Brockmann, "TURC2 and 3 : Large Scale  $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2/\text{Zr}$  Melt-Concrete Interaction Experiments and Analysis," NUREG/CR-4521, SAND86-0318, Sandia National Laboratories, June 1986
13. Blose, R.E., J.E. Gronager, A.J. Suo-Anttila, and J.E. Brockmann, "SWISS : Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools," NUREG/CR-4558, SAND85-1739, Sandia National Laboratories, 1986
14. Copus, E.R., R.E. Blose, J.E. Brockmann, R.D. Gomez, and D.A. Lucero, "Experimental Results of Core-Concrete Interactions Using Molten Steel with Zirconium," NUREG/CR-4794, Sandia National Laboratories, July, 1990
15. Alsmeyer, H., "BETA-experiments in Verification of The WECHSL-code : Experimental Results on The Melt-Concrete Interaction," Nucl. Engrg. Des. 103(1987) 115-125
16. 김무환 외, "격납용기 내의 물이 DCH 현상에 미치는 영향에 관한 실험적 연구," 포항 공과 대학, 1990