

ROSA-IV 계획의 성과와 장래계획

日本原子力研究所에서는 가압수형 원자로(PWR)를 模擬한 대형 실험장치를 이용해 증기발생기 傳熱管 손상사고를 비롯한 여러가지 소규모 파열사고를 모의한 실험(ROSA-IV)을 실시하고 있다. 이 장치(LSTF)는 최신형 PWR을 체적비 1/48, 높이 실험크기(30m)로 모의한 것으로 원자로노심 대신에 10MW의 전기히터를 사용하고 있는데 원자로 전체를 모의한 장치로서는 세계 최대 규모다.

久木田 豊

日本原子力研究所

ROSA-IV계획은 PWR의 소규모 냉각재상실사고 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 및 異常現象 발생시의 熱水力舉動을 연구할 목적으로 1980년에 시작되었다. 이 계획은 1970년부터 日本原子力研究所에서 실시되고 있는 ROSA(Rig of Safety Assessment) 계획의 제 4기에 해당한다.

ROSA계획은 LOCA 발생시의 경수로의 열수력거동 특히 非常用爐心冷却계통(ECCS)의 유효성을 실험적으로 연구할 목적으로 시작되었다. 이 계획의 제 1기인 ROSA-I계획(1970~73년도)에서는 LOCA 발생시 破裂口로부터의 2相流 유출이나 압력용기 내의 수위변동에 관한 기초적인 실험을 하고, 그 후의 ROSA-II 계획(1974~77년도)과 ROSA-III 계획(1978~83년도)에서는 PWR과 BWR을 각각 모의한 실험장치를 사용, LOCA 발생시의 열수력거동에 관한 종합 실험을 했다.

ROSA-IV 계획은 1979년에 일어난 미국 TMI 2호기 사고를 계기로 시작되었다. TMI사고는 원자로 2차계통으로의 급수의 異常정지가 발단이 되었는데 이때 1차계통의 압력이 높아져 가압기減壓밸브가 열렸는데 이 밸브가 열린채 그대로 고착되었기 때문에 소규모의 LOCA가 발생했다. 이어서 ECCS가 자동적으로 동작, 원자로 내의 냉각재보유량이 일단 회복되는 기미를 보였는지 운전원이 LOCA가 발생한 것을 모르고 ECCS를 정지했기 때문에 결국 노심의 대규모 파손을 가져온 것이다. 즉 이 사고에서는 파열이 뒤따르지 않는 異常現象(Transient)이 소규모파열 LOCA로 발전, 노심손상사고로까지 확대된 것이다.

TMI사고가 일어나기 전까지는 LOCA에 관한 연구의 대부분은 1차계통주배관의 兩端破裂로 대표되는 대규모파열 LOCA를 대상으로 하고 있었다. 그러나 위와 같은 사고경위와 소규모파열 LOCA나 이상현상의 발생확률이 대규모파열 LOCA에 비해 비교적 높다는 것을 감안해, 이들 사고에 대한 연구가 중요하다는 것이 널리 인식되게 되었다. 日本原子力研究所에서

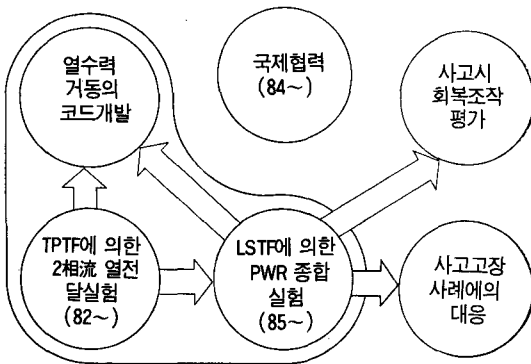
는 사고 당시 실시하고 있던 ROSA-Ⅲ계획(BWR의 LOCA에 관한 실험연구)에서 대규모파열 LOCA에 관한 실험과 함께 소규모파열 LOCA에 관한 실험을 실시하기로 하고, 또 사고 다음해인 1980년에 ROSA-Ⅳ계획을 시작해 PWR의 소규모파열 LOCA와 이상현상에 관한 연구에 착수했다.

그런데 원자로의 설계기준사고에는 「운전시의 異常 過渡변화」와 LOCA를 비롯한 「사고」가 포함돼 있다. 다시 말해 원자로는 이같은 사고가 일어나도(또는 이외에 안전상 중대한 動的인 기기에 單一고장이 일어나도) 노심냉각에는 중대한 문제가 일어나지 않도록 설계돼 있다. 그러나 소규모파열 LOCA나 이상현상도 복수기기의 고장이나 운전원의 지나친 오조작, 조작지연 등이 겹치면 노심손상으로 발전할 가능성이 있다. ROSA-Ⅳ계획에서는 주로 이같은 경우를 대상으로 노심이 증기중으로 노출이 일어날 수 있는 사고조건범위의 구분, 노심노출까지의 시간적 여유가 사고조건에 미치는 영향, 노심노출방지 또는 노심냉각회복을 위한 운전원조작의 유효성 등의 평가를 목적으로 연구를 실시해왔다.

여기서 지금까지 얻은 ROSA-Ⅳ계획의 주요 성과와 앞으로의 연구계획을 소개하기로 한다.

ROSA-Ⅳ계획의 구성과 목적

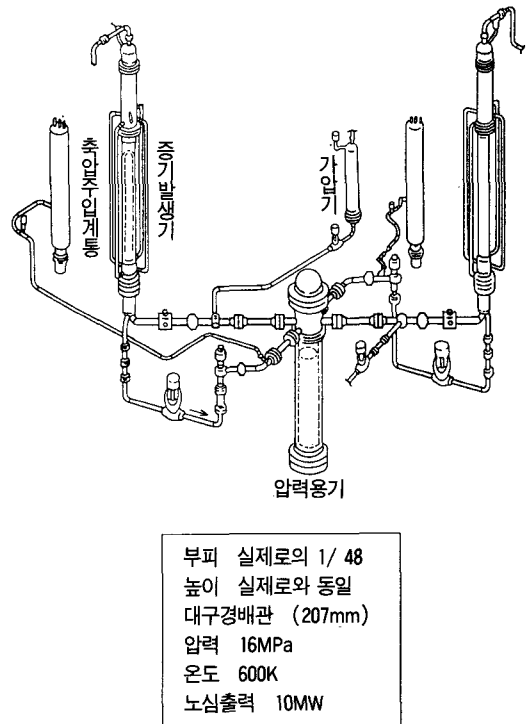
〈그림 1〉에서 보는바와 같이 ROSA계획의 중심이 돼 있는 것은 LSTF(Large Scale Test Facility)라



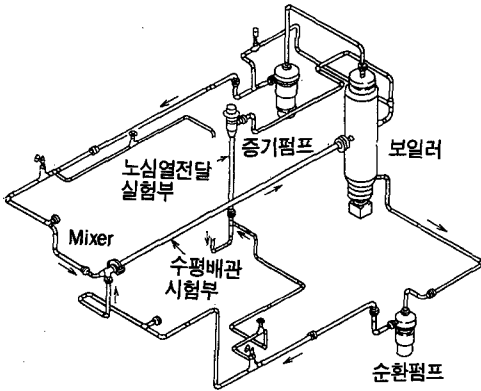
〈그림 1〉 ROSA-Ⅳ계획의 구성과 목적

고 하는 대형장치에 의한 爐 전체의 거동을 모의한 실험(종합실험)이다. 이 장치는 〈그림 2〉에서 보는바와 같이 PWR의 주유기기를 재현하고 있어 사고시의 열수력거동을 실제와 같은 압력, 온도, 실제시간으로 모의할 수가 있다. 노심은 출력 10MW의 전기히터로 모의하고 있지만 히터棒의 지름과 길이는 실제 연료봉의 치수와 같다. 장치의 내부용적은 출력 10만kW급 PWR의 1/48, 높이는 실물크기로 이 종류의 실험장치로는 세계 최대 규모다.

ROSA-Ⅳ계획의 첫째 목적은 LSTF에 의한 종합 실험과 TPTF(Two Phase Flow Test Facility)〈그림 3〉에 의한 기초실험에 의해 사고시의 열수력현상을 밝히고, 실제 원자로의 열수력거동을 예측하기 위한 분석코드를 개발하는데 있다. 둘째 목적은 사고시 운전원조작의 유효성에 관해 실험적인 평가를 하는데 있고, 셋째 목적은 실제 원자로에서 발생한 사고나 고장에 관해 그 현상을 평가하는데 있다. 2번째, 3번째 목적을 위해서는 LSTF에 의한 실험과 병행해 코드에



〈그림 2〉 LSTF(열수력종합실험장치)



압력 12MPa 시험부입구온도 600K
노심열전달시험부 노심출력 1,000kW 모의연료봉개수 5개×5개
수평배관시험부 배관내경 180mm 배관길이 10m

〈그림 3〉 TPTF(열수력기초실험장치)

〈표 1〉 LSTF 실험내용(1991년 9월 현재)

실험 항목	
소파열 LOCA실험	(49)
1차계통배관 파열	36
증기발생기전열관 손상	7
가압기감압밸브閉固着	4
압력용기계장관 파열	2
2차계통배관파열실험	(1)
주증기관 파열	1
이상현상실험	(7)
순전원 상실	4
잔류열제거계통기능 상실	3
개별효과실험	(17)
자연순환	11
LOCA 후 장기냉각	6
계	74

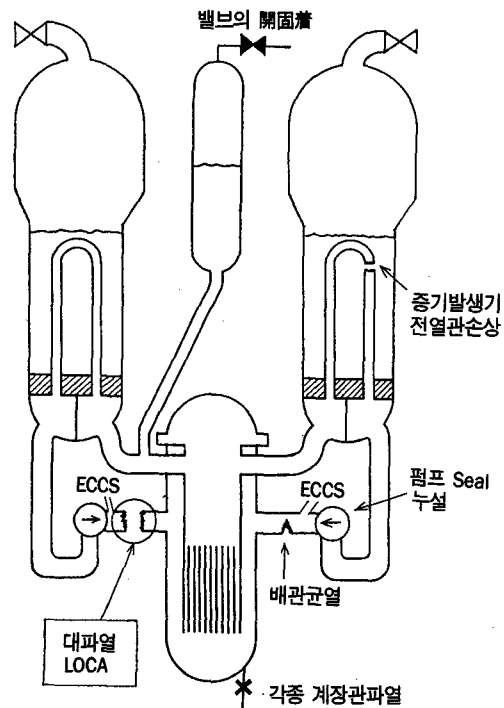
이한 실험의 분석과 실제 원자로에서의 현상에 관한 분석을 한다. 또 이러한 목적을 달성하기 위해 美원자력규제위원회(NRC), 프랑스원자력청(CEA), 독일원

자력안전협회(GRS)와 연구협력을 해왔다.

〈표 1〉은 LSTF에 의해 장치완성(1985년)부터 1991년 9월까지 실시한 74번의 실험결과를 요약한 것이다. 이 가운데 약 70%는 소규모파열 LOCA에 관한 실험이지만 그 외에 2차계통배관파열에 관한 실험, 순전원상실 등의 이상현상에 관한 실험, 또 LOCA 발생시의 1차계통 내 자연순환과 LOCA 후의 장기노심 냉각에 관한 개별적인 효과실험 등도 실시하고 있다.

PWR의 기본적 열수력거동에 관한 실험

〈그림 4〉는 PWR의 소규모파열 LOCA의 구체적인 예를 그림으로 보인 것인데 이와 비교하기 위해 대규모파열 LOCA의 전형적인 예도 보이고 있다. PWR의 대규모파열 LOCA로는 저온측배관(Cold Leg)이 냉각재펌프출구쪽에서 兩端파열되는 경우가 가장 심한 것으로 알려져 있어 연구해야 할 사고시나 리오는 사실상 하나가 된다.



〈그림 4〉 소파열 LOCA의 구체적인 예

한편 소규모파열 LOCA의 사고형태는 다양해 그 발생원인으로는 1차계통배관(어떤 곳에서)의 균열, 1차계통 각 부분에 설치돼 있는計裝管의 파손, 증기발생기전열관의 손상(TMI사고에서 일어난 것 같은), 밸브의 열린 상태에서의 고착, 누설 등 여러가지 가능성을 생각할 수 있다. 또 파열구의 규모 또는 파열 후의 기기고장, 운전원의 대응 등에 대해서도 다양한 가능성을 생각할 수 있다.

〈표 2〉는 소규모파열 LOCA 발생시의 원자로의 열수력거동의 특징을 대규모파열 LOCA의 경우와 비교한 것이다. 다음에 이들 특징과 관련시키면서 LSTF 실험의 주요한 실험결과를 소개하기로 한다.

1. 파열면적의 영향

소규모파열 LOCA의 첫째 특징은 1차계통이 장시간에 걸쳐 고압으로 유지된다는 것이다. PWR에서는 ECCS로 고압주입계통, 蓄壓주입계통, 저압주입계통의 3가지가 설치돼 있어 LOCA 발생시에는 1차계통 압력이 낮아짐에 따라 이것이 차례로 작동하지만 소규모파열 LOCA의 경우에는 고압주입계통의 역할이 특히 중요하다.

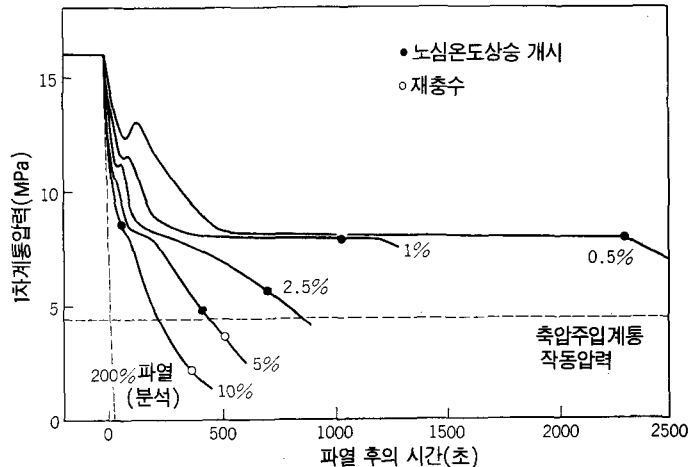
〈그림 5〉는 Cold Leg 파열의 경우에 파열구의 면적이 1차계통의 압력에 미치는 영향을 보여주고 있다. 이것은 모두 고압주입계통이 전면적으로 작동하지 않았을 경우를 상정해서 실험한 결과다. 파열면적이 비교적 큰(Cold Leg 파열, 고압주입계통 부작동)

계통압력은 蓄壓주입계통의 작동압력(4.5MPa)까지 급속히 낮아지기 때문에 노심이 증기중에 일단 노출돼도 피복관온도가 과도하게 높아지기 전에 노심냉각이 회복된다.

한편 파열면적이 이보다 작은 경우 파열구에서 방출되는 열에너지가 노심봉피열을 밀들기 때문에 1차계통압력이 2차계통압력보다 높게 유지된다. 이 때문에 축압주입계통의 작동이 늦어져 냉각재감소가 계속되다가 노심노출에 이르고 피복관온도가 계속 높아진다. 따라서 이런 경우 1차계통압력을 낮추기 위해 운전원이 어떠한 조작용을 하지 않으면 안된다(1차계통 減壓작용을 모의한 실험결과에 대해서는 나중에 말한다).

〈표 2〉 대파열 LOCA와 소파열 LOCA의 특징비교

	소파열 LOCA	대파열 LOCA
파열구직수	직경<15cm	직경<70cm
1차계통압력	고압을 유지	급속감압
1차계통 내에서의 물과 증기의 흐름	중력에 의해 분리	균질혼합
중요한 ECCS	고압주입계통	고압주입계통 및 저압주입계통
사고수습을 위한 조건	· 비등 또는 자연순환에 의한 노심냉각 · SG에 의한 1차계통제열	ECCS에 의한 재충수



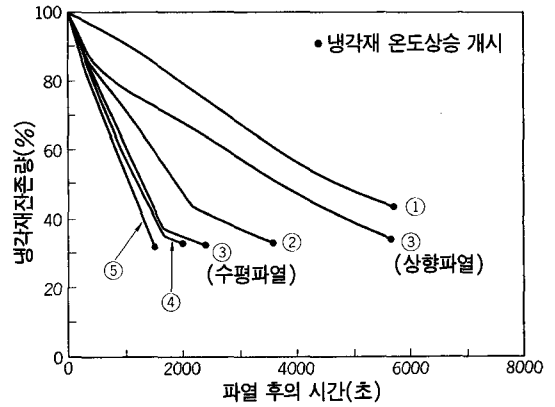
〈그림 5〉 파열면적이 1차계통 압력변화에 미치는 영향 (Cold Leg 파열, 고압주입계통 부작동)

2. 파열구위치의 영향

소규모파열 LOCA의 2번째 특징은 1차계통 내의 냉각재분포가 重力에 의해 지배된다는 것이다. 즉 파열구에서의 유출유량이 비교적 적기 때문에 1차계통 내의 유동이 완만해 증기와 물의 분리가 진행된다. 그 결과 파열구로부터 유출되는 유량(파열유량)이 달라진다.

이러한 효과를 알아보기 위해 <그림 6>에 보인 5가지 위치에 대해 지름 5cm 상당(Cold Leg 0.5% 상당)의 파열을 일으키는 실험을 했다. 이 중에서 Cold Leg 파열 및 Hot Leg 파열에 대해서는 파열구의 방향을 변화(上向, 下向, 水平向)시킨 실험을 했다.

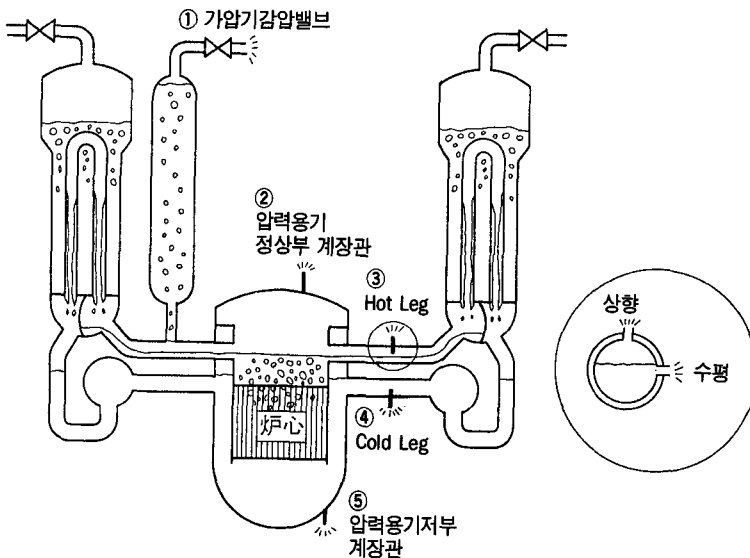
<그림 7>은 이들 실험에서의 1차계통 냉각재보유량의 시간적 변화를 보이고 있다. 이들 실험에서는 고압주입계통이 작동하지 않았을 경우를 상정하고, 또 1차계통압력이(파열면적이 작기 때문에) 축압주입계통의 작동압력보다 높게 유지되기 때문에 1차계통냉각재는 계속 감소해 노심露出에 이르렀다. 냉각재감소에 따라 파열구上流의 상태는 未飽和水에서 飽和2相流로, 또 파열구의 수면상에 노출돼 蒸氣單相流로 변해 이에 따라 유출유량이 감소했다. <그림 7>은 파열이 1차계통의 높은 위치에서 발생할수록 이같은 변화가 빨리 일어난다는 것을 보여주고 있다. 그 결과 파열구의 위치가 가장 높은 경우(가압기 정상부)와 가장 낮은



<그림 7> 파열구위치가 냉각재감소속도에 미치는 영향 (<그림 6>에 보인 파열구위치에 관한 실험결과)

경우(압력용기 底部計裝管)를 비교해 보면 파열에서 노심노출까지 걸리는 시간이 4배 가까이 차이가 난다.

여기서 주목되는 것은 Hot Leg 파열의 경우 파열구의 방향에 따라 파열유량이 크게 변한다는 것이다. 이것은 Hot Leg 내의 흐름이 증기와 물의 상하로 분리된 흐름(層狀流)으로 돼 수위가 뚜렷하게 형성되기 때문이다. 따라서 Leg 상부에서 파열이 일어났을 경우와 수면 아래에서 파열이 일어났을 경우와는 파열유량이 현저히 달라진다.



<그림 6> 파열구위치의 영향에 관한 실험(파열면적 = Cold Leg 0.5% 상당, 고압주입계통 부작동)

〈그림 7〉에 보인 실험결과는 파열구의 위치에 관계 없이 1차계통 냉각재보유량이 초기(정격운전시)의 약 1/3이 된 시점에서 노심노출이 일어났다는 것을 보여 주고 있다. 단 한가지 예외는 가압기정상부파열의 경우로 이 경우에는 파열구로 향하는 유량 때문에 가압기 내에 냉각재가 밀려 올려진채로 떨어지지 않아 다른 경우에 비해 1차계통 내의 냉각재보유량이 비교적 많은 조건하에서도 노심노출이 일어난 것이다(이같은 현상이 TMI사고에서도 일어났다).

3. 노심냉각한계와 1차계통除熱한계

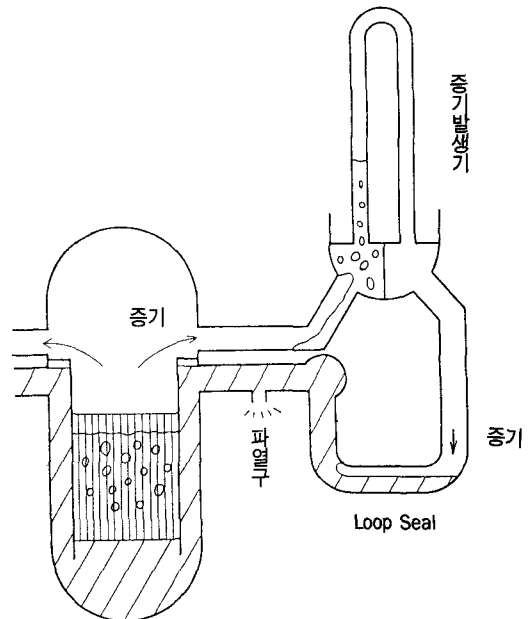
LOCA가 발생해 냉각재가 감소하면 1차계통 내의 흐름은 單相流의 자연순환에서 飽和2相流의 자연순환으로 변한다. 냉각재가 현저히 감소되면(전형적인 압력, 노심출력에서 초기의 약 50% 이하가 된다) 자연순환이 중지되지만 그후에도 노심에서 발생한 증기가 증기발생기 내에서 응축해 이것이 노심으로 還流됨으로써 노심냉각이 유지된다. 이것을 Reflux 凝縮 Mode라고 한다(〈그림 6〉은 이 상황을 그림으로 보여 주고 있다). 압력용기 내의 2相混合水位가 노심출구까지 저하하면 노심노출이 일어난다. 앞서 말한대로 이것은 1차계통 내의 냉각재보유량이 초기의 1/3 정도로 감소한 시점에서 일어난다. 또 Reflux 응축과정에서 전열관이나 Hot Leg에서 對向流制限(CCFL)현상이 일어나면 응축수의 노심으로의 환류가 방해받지만, 소규모파열 LOCA에서는 파열 직후를 제외하고는 노심냉각에 나쁜 영향을 주는 CCFL은 일어나지 않는다는 것을 확인했다.

소규모파열 LOCA를 수습하기 위해서는 노심의 냉각을 유지하는 것(즉 노심수위를 유지하는 것) 외에 증기발생기를 사용해 1차계통으로부터 노심붕괴열을 제거할 필요가 있다. 이 붕괴열제거한계를 밝히기 위해 1차냉각재감소와 함께 증기발생기 2차측의 수위가 저하했을 경우에 대해서도 실험을 했다. 증기발생기의 熱貫流率은 1차측의 열전달률의 영향을 받지만, 1차 냉각재감소와 함께 1차측의 열전달률이 개선되고 Reflux 응축 Mode에서는 2차측의 수위가 평상시(약 10m)의 1/10 정도가 돼도 붕괴열을 제거할 능력이 충분히 있다는 것이 확인되었다.

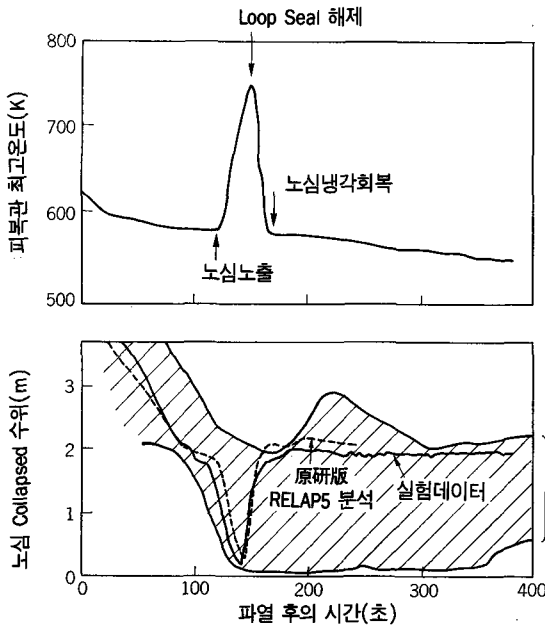
4. Cold Leg 파열때의 일시적인 노심수위저하현상

소규모파열 LOCA의 특징으로 냉각재분포가 重力의 영향을 받는다는 것을 들었다. 그러나 이미 가압기 정상부 파열의 예에서 본바와 같이 소규모파열 LOCA에서도 사고조건에 따라서는 냉각재분포가 파열구로 향하는 흐름이나 노심으로부터 증기발생기로 향하는 증기흐름의 영향을 받는다.

Cold Leg 파열에서는 〈그림 8〉에서 보는바와 같이 1차계통 내의 냉각재는 파열구로 향해 빨아올리는 것 같은 분포를 보인다. 1차계통 상부는 증기로 채워져 있어 이 부분의 압력은 거의 일정하다. 따라서 만약 냉각재가 계속 감소되면 1차계통 루프의 구부러진 부분(Loop Seal)의 수위와 노심수위가 동시에 저하해 Loop Seal 해제(Loop Seal부의 물이 증기에 의해 배제되는 것) 직전에 노심수위가 최저가 된다. 이때 경우에 따라서는 노심상부가 노출된다. 특히 이 시점에서(노심에서 올라오는 증기 때문에) 증기발생기의 Hot Leg쪽에 물이 남아있으면 이 水頭에 의해 노심수위가 더 낮려 경우에 따라서는 노심상부가 일시적으



〈그림 8〉 Cold Leg 파열시 Loop Seal 해제과정에서의 냉각재분포



〈그림 9〉 5% Cold Leg 파열실험(NEA/CSNI 국제표준문제 No.26)에서의 노심 Collapsed 수위와 피복관 최고온도

로 노출된다.

이같은 현상은 중규모의 파열(파열면적이 Cold Leg 단면적의 몇% 정도)때 일어나는 고유현상이다. 비교적 큰 파열이 일어나는 경우 노심으로부터 증기발생기로 보내지는 증기유량이 너무 크면 증기발생기 입구쪽에서 냉각재가 정체되는 일은 없다. 또 비교적 작은 파열이 일어나는 경우에는 〈그림 8〉에서 보는바와 같은 상태까지 냉각재가 감소되기 전에 증기유량이 낮아져 증기발생기 내의 냉각재가 重力에 의해 유출되고 만다. LSTF에서는 파열면적이나 압력용기 상부의 Bypass 면적 등을 변수로 해서 이같은 현상에 관해 상세한 실험을 했다.

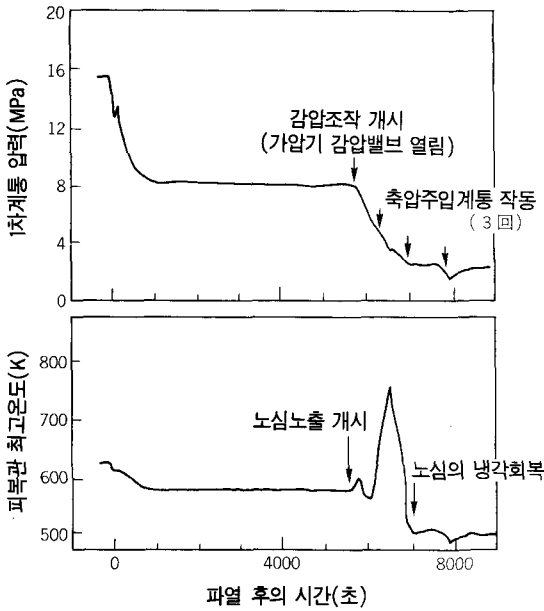
〈그림 9〉는 Cold Leg의 5% 파열을 모의한 실험결과다. 노심 Collapsed 수위는 짧은 시간동안이지만 노심의 아래끝까지 저하해 이에 따라 피복관온도가 높아졌다(단, 안전상 문제가 될 정도의 온도상승은 아니다). 여기서 보인 실험결과는 OECD/NEA(경제협력 개발기구/원자력기관) 내의 원자력시설안전연구위원회(CSNI)에서 국제표준문제 No. 26으로 선정한 것으로 14개국의 17개기관에서 RELAP5, TRAC, CAT, HARE 등 모두 7가지의 분석코드를 사용해 실험분석한 것이다. 〈그림 9〉에 이들 참가기관에서 실시한 노

심 Collapsed 수위에 관한 분석결과의 범위를 보였는데 이 현상의 복잡성 때문에 분석결과가 상당히 흩어져 있음을 알 수 있다. 그림에서 破線으로 표시한 원자력연구소의 분석결과는 원자력연구소에서 수정을 가한 RELAP5/MOD2 코드를 사용해서 얻은 것으로 실험결과 잘 일치되고 있다. 코드수정내용에 대해서는 나중에 「분석코드의 개발, 개선」에서 설명하겠다.

운전원조작에 관한 실험

〈표 1〉에 보인 LSTF실험의 일부에서는 사고시의 운전원조작, 특히 複數의 기기고장을 상정한 조건하에서의 운전원조작의 모의실험을 했다.

〈그림 10〉에 보인 실험결과에는 고압주입계통이 작동하지 않는 Hot Leg 0.5% 파열실험에서 파열후 약 5, 600초 지난 다음 노심노출이 시작되고 나서, 가압기減壓밸브를 열린 상태로 고정시켜 1차계통의 감압을 시도한 것이다. 감압에 의해 蓄壓주입계통이 작동, 피복관 최고온도가 약 750K까지 오른 시점에서 노심의 냉각이 회복되고 있다. 즉 이같이 사고가 상당히 진전된 다음에 운전원조작이 시작돼도 사고수습을 할 수 있다



〈그림 10〉 운전원조작(노심노출개시 후의 1차계통 감압 조작) 모의실험에서의 1차계통압력과 피복관 최고온도(Hot Leg 0.5% 파열)

는 것을 보여주고 있다.

또 뒤에서 밝힌바와 같이 운전원조작 특히 사고가 확대되어 노심냉각이 불충분해진 후의 노심손상방지를 위한 운전원조작(사고관리)에 관해서는 차기의 ROSA-V 계획에서 연구를 실시할 예정이다.

실제의 사고, 고장사례를 모의한 실험

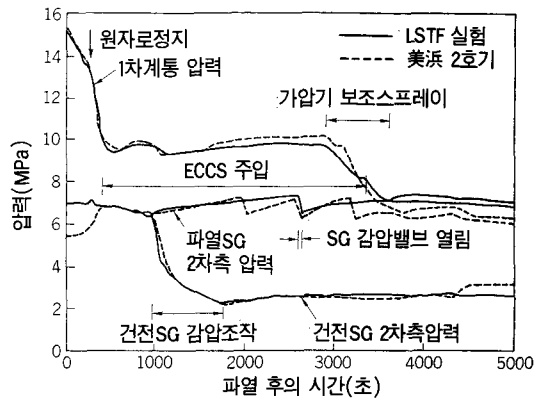
LSTF에서는 상정사고에 관한 실험과 함께 실제로에서 발생한 사고, 고장을 모의한 실험도 해왔다. 여기에는 TMI사고시나리오를 모의한 실험과 미국 Vogtle爐에서 발생한 원자로정지시의 잔류열제거계통의 기능상실사고를 모의한 실험 등이 포함돼 있다.

최근에는 關西電力 美浜(미하마)발전소 2호기에서 1991년 2월에 발생한 증기발생기(SG) 전열관손상사고를 모의한 실험을 실시했다. 이 실험의 목적은 실제로에서는 직접 계측되지 않았던 물리적인 양의 시간변화를 포함, 이 사고에서의 열수력현상의 상세한 내용을 밝히는 것으로 실험과 병행해 실험결과 및 실제로

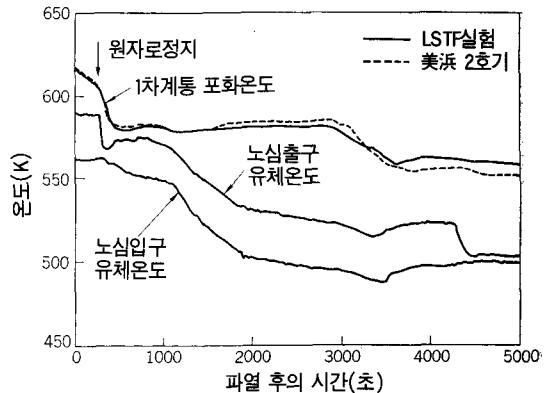
사고의 분석코드에 의한 재현도 이루어졌다. 실험에서는 건전한 증기발생기의 2차측의 감압조작이나 가속기 보조스프레이 사용 등 실제로에서 이루어지는 운전원의 조작을 모의했다.

〈그림 11〉은 실제로 및 LSTF의 1차계통, 2차계통의 압력변동을 비교한 것으로 잘 일치되고 있다. 단, 실제로에서는 파열한 쪽의 증기발생기 2차측감압밸브가 자동적으로 3번 개폐한데 대해 실험에서는 1번만 개폐됐다.

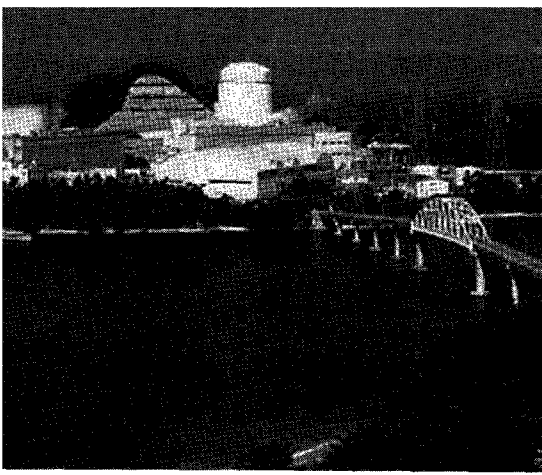
〈그림 12〉는 (실제로에서는 직접 계측되지 않았던) 노심 내의 유체온도분포를 보이고 있다. 계측된 온도는 대부분의 기간중에 1차계통의 포화온도보다 상당히 낮고 노심 내의 沸騰은 검출되지 않았다. 또 가압



〈그림 11〉 美浜 2호기 사고모의실험에서의 1차계통, 2차계통압력과 실제 데이터의 비교



〈그림 12〉 美浜 2호기 사고 모의실험에서의 노심내 유체온도



기수위저하에 따라 고온수와 증기가 Hot Leg에 유입되었기 때문에 실제로와 같은 Hot Leg 온도의 1차적인 상승이 관찰되었다.

또 LSTF에서는 美浜 2호기사고 이전에도 증기발생기 전열관손상사고에 관한 실험을 3번 하고 있다. 이들 실험에서는 전열관 복수개수(3~6개)가 동시에 파열하고 또 고압주입계통이 작동하지 않아 운전원의 대응도 늦는다고 하는 美浜원전사고보다는 훨씬 심한 사태를 상정했지만 이같은 경우에도 장시간에 걸쳐 노심의 냉각이 유지된다는 것이 확인되고 있다.

분석코드의 개발, 개선

ROSA-IV계획에서는 LSTF 실험데이터에 의해 소규모파열 LOCA의 해석코드(RELAP5/MOD2, MOD3, TRAC--PF1/MOD1, CATHARE)의 성능평가를 하고, 문제가 있다고 판단되는 영역에 대해서는 TPTF에 의한 기초실험 등에 따라 분석모델을 개발, 분석코드를 점차 포함시켜 왔다.

TPTF장치는 <그림 3>에서 보인바와 같이 노심열 전달 및 수평배관 내 2相流에 관한 시험장치를 가지고 있다.

새로 개발된 모델로서는 수평 2相流의 유동양식, 相間마찰, 노심Void率, 수평배관파열 때의 기체/액체 Entrainment, 파열구로부터의 유출유량 등에 관한 모델이 있다. <그림 9>의 예에서 보는바와 같이 기존의 코드에 이들 개량모델을 포함시킴으로써 각종 LSTF실험결과를 재현시킬 수 있는 코드가 개발되었다.

앞으로의 연구계획

이상과 같이 ROSA-IV계획에서는 LSTF장치에

<표 3> ROSA-IV 계획, ROSA-V 계획의 앞으로의 계획

	91	92	93	94	95	96
	3	4	5	6	7	8년도
ROSA-IV 계획 (소파열 LOCA 이상현상)						
ROSA-V 계획 (노심손상방지를 위한 사고관리)	장차정비	완료 · 예비실험 · 종합실험	· 기초실험	· 코드정비		

의한 종합실험을 중심으로 PWR의 소규모파열 LOCA 및 이상현상 발생시의 열수력거동에 관해 현상의 해명, 분석코드개발, 운전원조작有効性의 실험적 평가, 실제로에서의 사고 및 고장의 실험적 연구를 실시해왔다. 실험결과는 차례로 공개되고 있고 협정에 따른 국제협력이나 CSNI 국제표준문제, NEA 데이터뱅크에의 이전 등을 통해 세계각국에서 분석코드의 성능평가를 위해 사용되고 있다. 앞으로 연구성과가 실제로의 리스크평가나 사고시의 운전원의 판단지표에 널리 반영될 것으로 기대한다.

<표 3>에서 보는바와 같이 이 계획은 92년도중에 그 성과를 종합해 끝낼 예정이지만 이미 91년부터 ROSA계획의 제5기에 해당하는 ROSA-V 계획을 시작하고 있다. ROSA-V 계획은 PWR에서의 노심손상방지를 위한 사고관리에 관한 연구계획이다. 이 계획에서는 실험장치로 계속 LSTF와 TPTF를 사용하지만 ROSA-IV 계획보다 더 심한 사고조건까지를 대상으로 해 異常의 검출 및 분류방법, 운전원에 의한 노심냉각회복방법, 중대사고 초기의 열수력현상 등에 관한 연구를 하게 된다. 또 美浜 2호기사고에 관해 했던 것과 같은 실제로의 사고 및 고장에 관한 실험도 필요에 따라 실시하는 한편 ROSA-IV 계획에서도 일부 실시한 개량형 ECCS에 관한 실험연구도 실시해 현재 LSTF를 사용해 사고관리와 관련된 예비실험을 하고 있지만 93년중에 새로운 노심模擬體가 완성돼 본격적인 실험을 시작할 수 있을 것으로 본다. (原子力工業 5 月號)■