

대형 냉각재 상실사고 재관수 기간중 격납건물 배압에 의한 계통 영향 평가

Evaluation of System Effect on Containment Pressure during Large Break LOCA Reflood phase

이상원*, 이 용희

한국 수력 원자력 주식회사, 환경기술원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

대형 냉각재 상실사고시 파단부위에서 유출되는 고온 고압의 이상유체는 격납건물 내부로 방출된다. 따라서 사고 초기에 격납건물 내부의 압력 및 온도는 급격하게 상승한다. 이후 격납건물 살수계통의 작동 및 내부 기기 및 구조물에 의하여 방출된 이상유체의 응축이 일어나며 압력이 서서히 감소하고 재충수 및 재관수 단계가 진행된다. 이중 재관수 단계에서 격납건물 배압은 강수부 및 노심 수위, 핵연료 피복재 온도등에 주요한 영향을 미치는 것으로 알려져 있다. 따라서 본 논문에서는 대형 냉각재 상실사고 해석코드인 RELAP5/mod3를 이용하여 CCTF(Cylindrical Core Test Facilities) 실험에서 수행된 격납건물 배압에 대한 영향평가 결과에 대한 코드의 정량적인 예측 가능성을 검증하였다. 해석결과 실험결과와 동일하게 전체적으로 격납건물 압력이 상승할수록 효율적인 노심냉각이 이루어짐을 확인하였고, RELAP 코드가 압력에 대하여 매우 민감한 결과를 나타내고, 전반적인 경향은 비교적 적절히 예측하는 것을 나타냈다.

Abstract

When large break loss of coolant accident is occurred, the primary coolant is expelled to the inside containment as a high pressure and high temperature two phase flow. So the containment pressure and temperature rapidly rise at the blowdown period. After that, pressure is decrease due to the condensation by containment spray system and the various component and concrete structure located inside containment, and the accident proceed to refill and reflood phase. At reflood period, it is known that containment pressure trend have strong impact on system behavior, especially downcomer/core water level, cladding temperature. In this paper, code capability for containment pressure sensitivity using RELAP5/mod3 is performed and the results are compared to the CCTF experiments. Overallly, core cooling capability is improved as the containment pressure increased and RELAP code result is very sensitive to the containment pressure and relatively well predict the system behavior compared to the experimental results

1. 개요

대형 냉각재 상실사고시 파단부위에서 유출되는 고온 고압의 이상유체는 격납건물 내부로 방출된다. 이때 원자로 내부 압력과 격납건물 내부 압력차이는 매우커서 critical flow가 형성되며, flashing에 의하여 대량의 고온증기가 격납건물 내부로 유출되고, 대기압 상태에 있던 격납건물 내부의 압력 및 온도는 급격하게 상승한다. 이후 안전주입 탱크 및 안전주입 펌프의 작동으로 원자로 내부 압력이 감소하게 된다.

이후 격납건물 내부는 살수계통의 작동에 의하여 droplet 형태의 물방울에 의한 격납건물 내부에 존재하는 과열증기의 응축이 일어나고, 또한 격납건물 내부에 상온상태로 존재하는 기기구조물, 콘크리트 구조물에 접촉되는 증기의 응축으로 인하여 압력 및 온도는 서서히 감소하게 된다. 파단부위로 방출되는 유량은 원자로 내부압력과 격납건물 내부압력과의 차압에 의하여 방출유량이 형성되며 재충수(Refill) 및 재관수(Reflood) 단계를 거치게 된다.

이 시점에서 격납건물 압력과 원자로 내부압력은 일반적으로 일정한 차이, 즉 원자로 내부와 파단부위 사이의 유로에서 형성되는 차압을 유지한 상태로 사고가 진행된다. 이 때 안전주입수는 일정한 온도를 유지한 상태이므로 원자로 용기 압력에 따라서 안전주입수의 노심입구 과냉각 여유도(subcooling margin)가 영향을 받는다. 또한 이러한 과냉각 여유도는 노심 충수과정 및 핵연료 피복재 온도에 직접적인 영향을 미치는 것으로 알려져 있다.

따라서 본 논문에서는 격납건물 압력거동이 대형 냉각재 상실사고의 진행과정에 미치는 영향을 알아보기 위하여, 일본에서 기 수행된 CCTF(Cylindrical Core Test Facilities) 실험결과를 기준으로, 대형 냉각재 상실사고 해석코드인 RELAP5/mod3.2.2gamma 를 이용하여 코드의 정량적인 예측 능력을 파악하고자 한다.

2. CCTF 실험 개요

2.1 실험장치 설계

CCTF 는 웨스팅하우스 3600MWth 4 loop 가압경수로를 기준으로 설계된 실험장치로, 대형냉각재 상실사고 재충수 및 재관수 단계에서의 원자로계통 거동과약을 목적으로 설계되었다. 실험장치의 주요구성은 그림 1에서 보는 바와 같이 원자로 및 부속 내부 구조물, 핵연료 모사를 위한 히터, 일차계통 배관, 비상노심주입계통, 증기발생기 및 파단부위로 방출되는 유량을 집수하는 격납건물 탱크 2대 등으로 구성된다.

주요 척도치로는 축방향 으로는 1:1을 유지하였고 단면적비는 1/21.44로 축소된 모형으로, 본 실험에서는 저온관 주입방식을 채택하였다. 또한 원자로 외벽에서 발생하는 열을 모사하기 위하여 강수부 벽체는 90mm 두께로 설계되었으며, 노심의 히터는 반경방향으로 3영역으로 구분하여 모사하고, 축방향으로는 Chopped cosine 출력형태를 유지하여 전체 출력이 9.37MWth이 유지되도록 설계되었다.

2.2 실험조건

실험은 C2-4(Run62)를 기준실험으로 수행하고, 이에 대한 압력 민감도 분석을 위하여 두

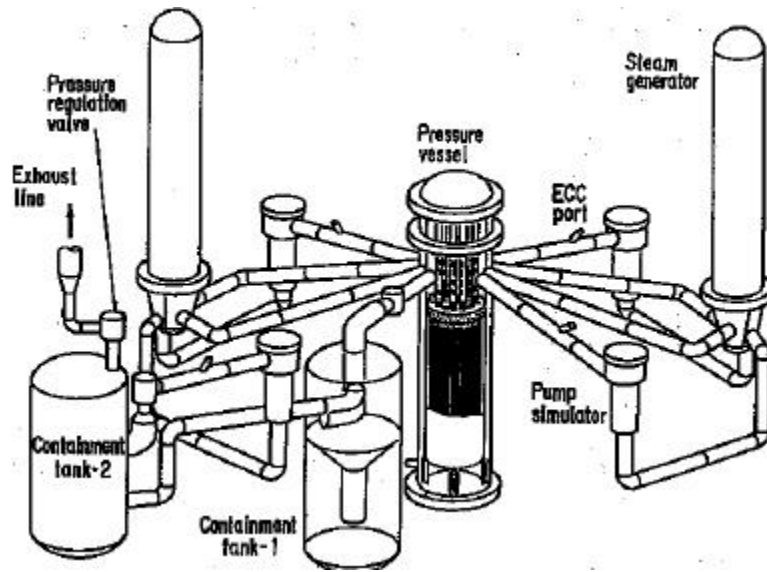


그림 1 CCTF 실험장치 개략도

가지 실험, 즉 격납건물 저압(Run67) 및 고압실험(Run55)을 수행하였다. 실험은 200% 저온 관 파단사고중 재충수 및 재관수 단계를 모사하기 위한 실험으로 초기 예열시 원자로 냉각재 계통은 200kPa, 393K 상태로 유지하고 이차측 증기발생기는 5.3MPa, 539K 상태를 유지한 상태에서 표 1에 따라 실험이 수행된다. 여기서 안전주입 탱크 및 안전주입펌프 유량은 실제유량에 대한 척도비 및 단일고장 사고(Single Failure)를 고려하여 환산된 유량이다.

시간(초)	사고 경위	비고
0.0	핵연료 히터 출력 시작	지속적인 온도상승 기간 (열제거원 없음)
84.5	안전주입탱크 주입	Lower plenum으로 주입 온도 : 308K, 유량 : ~0.105m ³ /sec
93.5	잔열모사를 위한 핵연료 출력 조정	ANS73 * 120% 고려 실제 실험 시작시점임
97.0	안전주입탱크 주입위치를 저온관으로 전환	-
120.0	안전주입탱크 고갈 저압주입펌프 작동 개시	급격한 유량감소 시점 온도 : 308K, 유량 : 0.011m ³ /sec
652.0	핵연료 히터 quenching	-
1005.0	실험완료	-

표 1 C2-4(Run62) 실험 경위

상기 기준실험에 대한 배압 민감도 분석을 위하여 대체적으로 상기 조건과 동일한 상태에서 격납건물 배압을 저압실험의 경우 0.15MPa, 고압실험의 경우 0.42MPa를 유지하도록 하였으며, 이에따라 내부 구조물 온도도 일부 조정되었다(표 2 참조). 기타 다른 조건은 C2-4(Run62)와 거의 일치한 상태에서 실험이 수행되었다.

항목	Base case C2-4(Run62)	Low P case C2-8(Run67)	High P case C2-1(Run55)	비고
출력(MWth)	9.37	9.32	9.35	동일
계통압력(MPa)	0.20	0.15	0.42	민감도 변수
일차측 구조물 온도(과열도),K	394(74)	387(78)	425(74)	과열도 기준
안전주입수 온도(K)	308	310	309	동일
안전주입수 유량 - ACC to CL - LPCI to CL	0.091 0.011	0.091 0.011	0.089 0.011	동일

표 2 민감도 분석 실험조건 비교

3. RELAP 코드

CCTF 실험을 모델하기 위한 RELAP 코드 입력은 239개의 셀과 334개의 연결점 그리고 327개의 열원으로 구성되어 있다. 본 입력에서는 강수부를 8개의 셀로 나누어 각각의 셀에 고온관 및 저온관이 하나씩 배치되도록 구성하고, 각 셀 사이에는 연결점으로 연결하여 2차원 유동을 모사할 수 있도록 구성하였다. 또한 노심은 두가지 셀로 구성하여 전체적인 유동을 대표하는 부분(average channel)과 보수적인 유동조건을 모사할 수 있는 부분(hot channel)로 나누어 구성하였다. 원자로 계통은 그림2에서 보는바와 같이 전체적으로 4개의 독립적인 루프로 구성되어 있다. 비상노심주입 계통은 Lower Plenum으로 주입되는 안전주입 탱크 1개와 건전한 loop으로 주입되는 안전주입탱크 및 안전주입펌프(loop당 1set)로 구성되며, 이는 원자로 냉각재 펌프 후단에 각각 연결되어 있다.

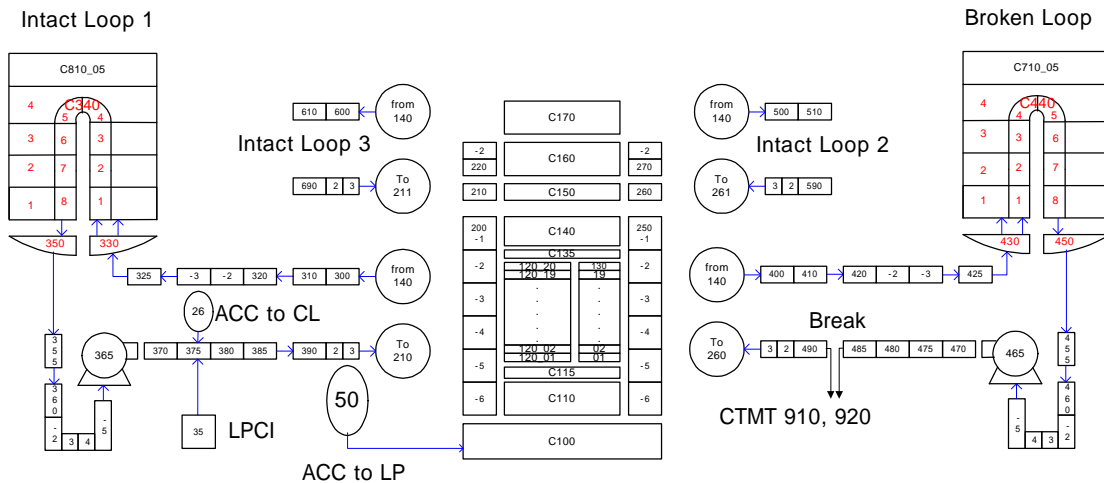


그림 2 CCTF 해석을 위한 RELAP code noding diagram

4. 해석 결과 분석

먼저 그림 3은 Upper head의 압력을 나타낸다. 세 경우 모두 초기 100초경에 압력이 Oscillation 하다가 상승한 후 서서히 감소하는 경향을 나타내고 있다. 초기 Oscillation은 초기에 다량의 과냉각수가 주입되는 기간에 노심 및 강수부에서 일어나는 대규모의 응축으로 인한 것으로 판단되며, 이후 강수부에 냉각수가 축적이 되면서 수두 증가에 의한 압력상승이 일어나고(~120sec) 이후 유량이 급격히 감소하면, 정상적인 reflood가 진행되면서 일정한 압력을 유지하는 것으로 나타났다. 본 결과는 실험에서 예측된 값보다 약간 낮은 값을 유지하나 전체적인 거동은 유사한 경향을 나타내었다

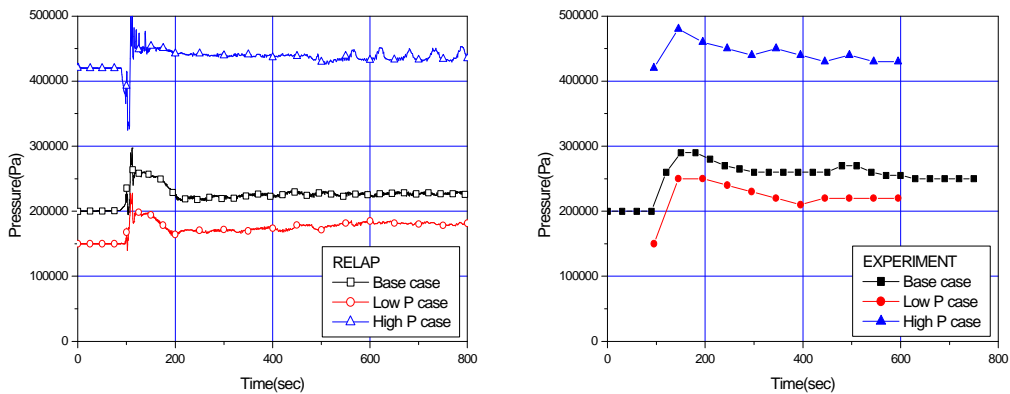


그림 3. Upper head 압력거동

그림 4는 average channel hot fuel 중간지점에서의 히터 외벽 온도를 나타낸다. 그림에서 보는 바와 같이 압력이 증가함에 따라 최대 온도 및 quenching 시점이 매우 민감하게 나타나는 것으로 예측하였다. 본 결과는 실험결과와 비교하여 볼때 전반적으로 높게 예측하고 있는데, 이는 코드해석의 경우 유량이 급격하게 줄어든 후 원자로 외벽에서 발생하는 열에 의한 강수부 boiling 현상에 의해 노심 입구 유량 감소에 의한 것으로 판단된다. 그러나 압력에 의한 경향 자체는 비교적 적절히 예측하는 것으로 판단된다.

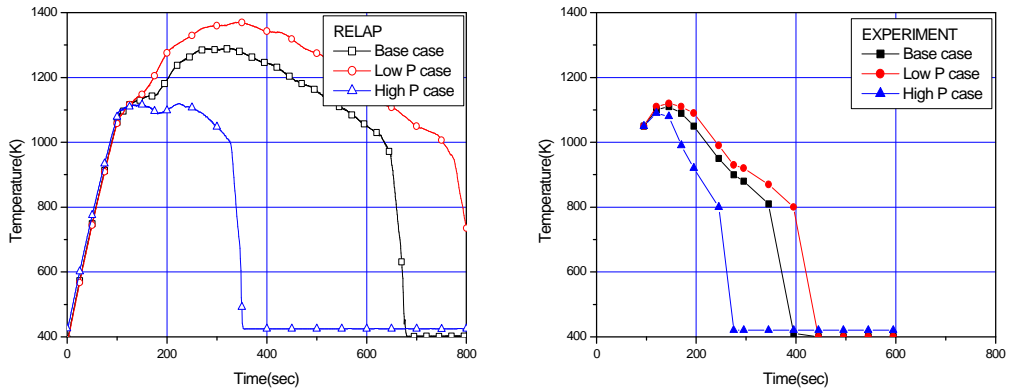


그림 4. 히터 중앙부분 온도 거동

그림 5는 노심으로 유입되는 유량의 적산 값을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 압력이 높을수록 노심으로 유입되는 유량이 증가하게 되는데 이는 압력상승에 따른 노심 입구로 유입되는 냉각수의 과냉각도 상승에 따라 재충수 과정이 원활하게 일어나고 보여주며, 고압 case 후기 유동의 oscillation이 보이는 것은 핵연료가 대부분 quenching이 완료되어 노심수위가 매우 높은 상태에서 부분적으로 생성되는 증기에 의한 배출이 간헐적으로 일어나며 따라 나타나는 결과로 파악된다. 실험결과와 비교하여 볼때 base case 및 저압 case의 경우 실험에 비하여 유입유량을 낮게 예측하였으나, 고압 case의 경우 비교적 정확히 예측하고 있는 것으로 나타났다.

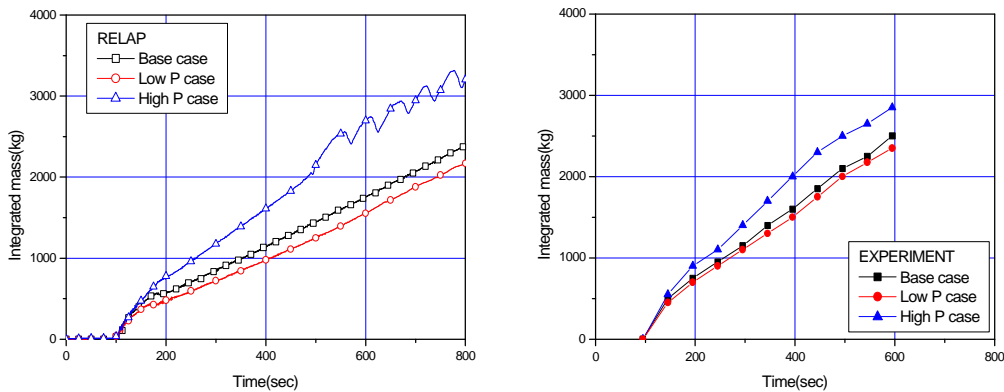


그림 5. 노심입구 적산유량 거동

그림 6은 노심부분의 차압분포를 나타내며 실질적으로 노심에서의 collapsed level을 의미하는데 해석결과에서는 Base case 및 저압 case에서 초기 200초경 노심 수위가 일시적으로 감소하다가 이후 증가하는 경향을 보이며, 전체적인 기울기로 볼때, RELAP 코드에서 reflood 진행이 실험보다는 매우 원활한 것으로 나타났고 그림 5에서 기술한 바와 같이 압력 상승시 노심 수위 상승율이 급격히 증가하며 이에 따른 재충수 과정이 원활히 진행됨을 나타내고 있다.

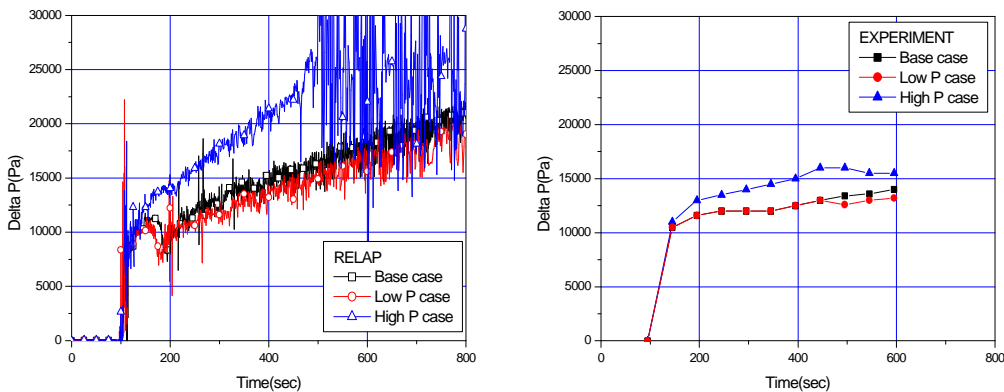


그림 6. 노심부분 차압분포

그림 7은 노심출구에서 고온관을 통해 건전한 증기발생기로 유입되는 부분의 유량을 나타낸

다. 본 그림에서 보는 바와 같이 압력이 상승함에 따라 노심으로 유입되는 유량 및 노심 수위 상승에 따라 노심의 열을 제거하는 loop 유량 또한 증가함을 나타내고 있다.

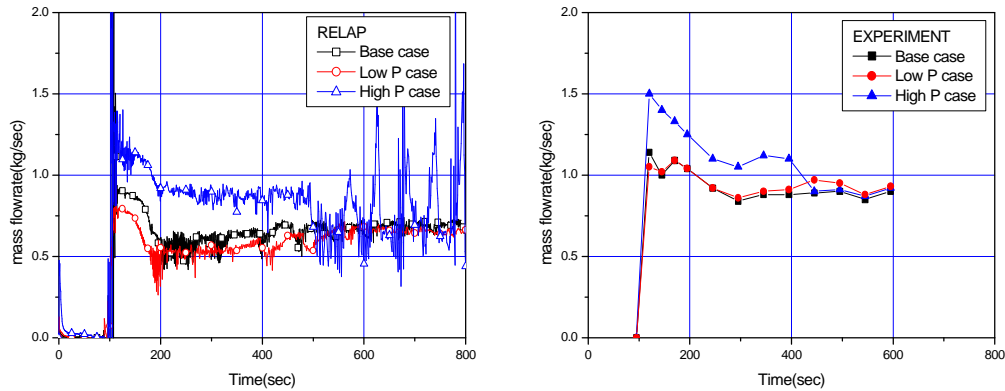


그림 7. 건전한 loop 유량 거동

본 해석결과를 CCTF 실험 결과와 비교하여 코드의 격납건물 배압 민감도 및 적절한 예측 가능성을 검토하였다. 표 3에서 보는 바와 같이 전체적인 base case 해석에 있어서 RELAP 코드는 실험에 비하여 보수적인 결과를 나타내었다. Base case에 대한 압력 민감도 결과로 볼때 PCT, rod quenching time, 노심주입 유량 등 주요 항목에서 실험결과보다는 RELAP 코드가 격납건물 배압에 대하여 매우 민감한 결과를 나타내었고, 특히 배압이 높을 경우 reflood가 잘 진행되는 결과를 나타내었다. 그러나 전반적으로 경향으로 볼때 RELAP 코드가 배압의 영향을 비교적 적절히 모사한다고 판단된다.

항목	CCTF experiment			RELAP result		
	Base case	Low P*	High P*	Base case	Low P*	High P*
center rod max temp(K)	1100	+20	-30	1280	+100	-200
center rod quenching time(sec)	400.0	+50	-120	680	+150	-330
노심유입 적산유량(kg)**	2500	-100	+300	1750	-200	+900

*) Base case와의 상대적인 차이를 나타냄

**) 600초 시점의 결과를 기준으로 함

5. 결론

지금까지 RELAP 코드를 이용하여 재관수 단계에서 격납건물 배압이 전체 계통 거동에 미치는 영향을 검토했다. 검토결과 기본적으로 RELAP 코드가 피복재 온도, quenching time 등 전반적으로 실험에 비하여 보수적인 결과를 나타내었다. 그러나 격납건물 압력에 대한

영향만을 볼때는 실제 실험결과보다 격납건물 압력에 대하여 매우 민감한 결과가 나타났으나, 전체적인 거동은 유사한 형태를 나타내었다. 추후 배압조건에 대해 민감한 영향을 받는 개별모델(Reflood model, interfacial drag, interfacial heat transfer)에 대한 상세검토가 필요할 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] P.S. Danerall and J.W. Simmons, "2D/3D Program Work Summary Report," NUREG/IA-0126, US NRC, June 1993
- [2] Tsutomu Okubo, et al., "Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-4 (Run 62) - Investigation of Reproducibility -," JAERI-M, 85-026, March 1985, JAERI
- [3] Hajime Akimoto, et al., "Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-8 (Run 67) - Effect of System Pressure -," JAERI-M, 87-001, Jan. 1987, JAERI
- [4] Tadashi Iguchi, et al., "Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-1 (Run 55) - Effect of Pressure on reflood phenomena -," JAERI-M, 91-173, Oct 1991, JAERI
- [5] Hajime Akomoto, et al., "Assessment of TRAC-PF1/MOD1 code for core thermal hydraulic behavior during reflood with CCTF and SCTF data," JAERI-M, 93-032, March 1993, JAERI