

KREM 방법론을 이용한 신형경수로1400 대형냉각재 상실사고 분석

APR1400 Large Break Loss of Coolant Accident Analysis using KREM methodologies

이상원*, 오승중
한국수력원자력(주) 환경기술원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

신형경수로1400(APR1400)은 기존원전과 달리 안전주입수가 원자로용기에 직접 주입되는 DVI (Direct Vessel Injection) 방식의 안전주입계통을 채택하고 있다. 이러한 DVI 방식의 채택으로 대형냉각재상실사고 발생시 기존의 저온관 주입방식과는 다른 현상들이 발생할 가능성이 있다. 따라서 현재 국내에서 개발된 최적해석 방법론인 KREM 방법론을 기준으로 하여 DVI 방식의 발전소에 적용가능성을 검토하고, 이를 근거로 신형경수로1400에 대한 예비적인 해석을 수행하였다. 강수관 수위감소로 인한 노심냉각성능저하 및 후기가열현상은 나타나지 않았으며, Reflood PCT는 1132.2K로 평가되었다.

Abstract

Safety injection water is injected into the reactor vessel downcomer directly in Advanced Power Reactor 1400(APR1400). Due to the adoption of direct vessel injection (DVI) method, thermal hydraulic phenomena different from existing cold leg injection plants can be occurred during large break loss of coolant accidents (LBLOCAs). Therefore, applicability of KEPRI Realistic Evaluation Model(KREM) methodologies, which is recently developed by domestic body, are examined and the preliminary best estimate analysis of APR1400 LBLOCAs are performed. As a results, degradation of coolability and reheating by the downcomer level reduction are hardly observed and reflood PCT reach to the 1082.5K

1. 개 요

신형경수로1400(APR1400)의 안전주입계통은 냉각수의 효율적 사용 및 계통 단순화 등을 위해 기존의 저온관 주입방식 대신 원자로용기직접주입(DVI) 방식을 채택하여 설계를 하였다. 이러한 설계에 따라 기존원전에는 존재하지 않은 열수력 현상이 발생할 수 있는데 예를 들면 안전주입수가 저온관보다 높은 위치의 하향유로로 주입되므로 일부 안전주입수가 하부 공동부로 주입되지 못하고 파단부위를 통하여 빠져 나가는 안전주입수 우회현상이 나타난다. 이 같은 안전주입수의 우회 손실은 저온의 안전주입수와 저온관으로부터 유입되는 고온 증기와의 상호작용에 의한 것이기 때문에 다차원적인 이상유동의 특성을 가지고 있다.

한편, 이러한 안전주입수 우회와 관련하여 국내에서 축소모형을 이용한 실증실험⁽¹⁾(MIDAS 실험, 원자력연구소)과 코드평가를 통하여 이에 따른 영향을 평가하였으며, 최적해석 코드인 RELAP 및 TRAC 코드를 이용하여 각종 열수력 변수에 대한 민감도 분석을 수행된 바 있다. 여기서는 최근 국내에서 개발 완료된 대형 냉각재 상실사고 불확실도 분석 방법론인 KREM 방법론을 이용하여, APR1400과 같은 원자로용기 직접주입방식의 발전소에 대한 적용 가능성을 검토하고 이를 근거로 예비적인 최적해석을 수행하여 전반적인 불확실도를 평가하고자 한다.

2. 신형경수로1400 안전주입계통 설계특성

APR1400은 안전주입 방식으로 DVI를 채택한 배경은 미국 ALWR에 대한 사업자 요건에 그 근거를 둔 것이며, APR1400의 사업자 요건서(K-URD)에서도 같은 요건을 요구하고 있다. 기존의 저온관 주입방식은 저온관 파단사고시 한 배관에 주입되는 안전주입수를 노심냉각에 전혀 사용할 수 없는 반면 안전주입수를 원자로 용기에 직접 주입할 경우 저온관 파단 시에도 한 계열의 유실을 가정할 필요가 없으므로 안전주입수의 효율적 사용이라는 측면에서 DVI 방식이 제안된 것이다.

또한, APR1400의 기본 개념은 기존의 발전소에 비해 안전성, 경제성 및 운전성을 제고한다는 목표아래 개발되었고 이러한 목표 달성을 위해 다중성, 독립성, 단순성, 효율성 (경제성)의 원칙에 따라 안전주입계통은 상기 원칙들에 대하여 다음과 같이 설계에 반영되어 있다.

- 다중성 : 안전주입계통을 포함한 공학적 안전설비들은 기계적으로 4 Train의 다중성을 갖는다.
- 독립성 : 안전계통의 각각의 Train은 물리적, 전기적으로 독립되어야 한다. 이에 따라 APR1400에서는 각 Train간의 Cross Tie가 제거되도록 설계되어 있다.
- 단순성 : 안전계통은 가능한 한 단순하게 설계되어, 유지보수가 용이해야 하며, 운전원 실수를 유발하지 않도록 해야 한다. 안전주입계통에 대해서는 Train 간의 Cross Tie가 제거되었고, 수원이 IRWST로 통일되어 냉각재 상실사고중 재순환 운전모드가 제거되어 유지보수 및 운전 측면에서 단순하도록 설계되어 있다.
- 효율성 : DVI 및 Fluidic Device 채택으로 안전주입수의 효율적 사용이 가능하므로, LBLOCA시에만 사용되는 저압안전주입펌프 (LPSIP)를 제거하였다.

즉, 안전주입 방식으로 DVI를 채택한 것은 단순히 대형냉각재상실사고 (LBLOCA) 만을 고려한 것이 아니며, 다양한 안전원칙 및 설계원칙들이 복합적으로 고려되어 결정되었다는 점이다. 이에 따라 발전소의 전체적인 안전성을 평가결과⁽²⁾에 따르면 APR1400 안전주입계통의 신뢰도는 기존원전에 비해 약 70%가량 향상되었으며, 내부빈도사건을 기준으로 할 때, 노심손상빈도를 약 1/2로 감소시키고 있다.

3. KREM 방법론 개요

KREM (KEPRI Realistic Evaluation Model)은 국내 원자력산업계가 독자적으로 개발한 방법론⁽³⁾이다. 본 방법론은 RELAP5/Mod3.1의 Reflood Model을 개선한 RELAP5 /Mod3.1/K 코드를 기준코드로 하여 개발되었으며, 웨스팅하우스형 3-Loop 발전소인 고리 3,4호기를 대

상으로 개발되었다. KREM 방법론은 기본적으로는 CSAU의 방법론을 참고로 하고 있으나, 불확실도의 통계적 처리 측면에서 전혀 다른 개념을 사용하고 있다.

즉, CSAU에서는 불확실도의 통계적 처리를 위해 반응도 표면 방법을 사용하고 있으므로 개개 변수의 불확실도를 평가한 후 이를 통합하는 방식을 채택하므로 선정되는 주요변수의 개수가 제한될 수밖에 없다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 KREM 방법론에서는 이항 분포를 근거로 한 신뢰도 한계를 평가하는 비변수 통계학 기법을 활용하고 있다. 예를 들면 무작위 추출한 n개의 값들 중 최대치가 모집단의 p백분위수를 q%의 신뢰도를 가지고 능가하기 위해서는 추출 개수 n이 다음의 부등식을 만족시켜야 한다는 것이다.

$$1 - \left(\frac{p}{100}\right)^n \geq \frac{q}{100} \quad (\text{식 1})$$

상기 식(1)에 따라 95%의 확률과 95%의 신뢰도를 갖기 위한 추출개수를 구하기 위해 p=95, q=95를 대입하여 풀면 $n > 58.4$ 가 되어, 무작위 추출을 59번을 하면 그 최대치가 95% 상한값을 초과하는 신뢰도가 95% 이상이 되게 된다. 이에 따라 불확실도 평가가 요구되는 단계에서 KREM 방법론은 이러한 통계기법을 이용하여 무작위로 추출된 변수들에 대해 59번의 코드계산을 통하여 최대값을 비교하는 방법을 택하고 있으므로, 보다 많은 변수 개수 선정이 가능하다.

4. APR1400에 대한 KREM의 적용성 검토

KREM 방법론을 원자로 용기 직접주입 방식을 채택하고 있는 APR-1400과 같은 원자로의 대형냉각재 상실사고 해석에 적용하기 위하여 다음 몇 가지 관점에서 적용성을 평가하였다. 주요 평가 내용으로는 안전주입수 우회, 원자로 외벽 열원에 의한 강수관 수위감소 및 노심냉각성능 영향, 그리고 RELAP5 /Mod3.1/K이후 개선된 RELAP 코드의 주요 변경사항을 반영하였다. 자세한 내용은 아래와 같다.

가. RELAP 코드 개선사항 반영

기본적으로 KREM 방법론에서 사용하는 전산코드는 1차원 코드이며, 이를 보완하기 위하여 각각의 셀에 대하여 cross flow junction이라는 개념을 사용하였다. 그러나, 이렇게 연결된 junction에서는 벽면과의 마찰을 계산하지 않으므로 실제 현상을 왜곡할 가능성이 있으며 이러한 문제점을 개선하기 위하여 cross flow junction에서도 벽면마찰을 계산하도록 코드를 개선하였다. 그리고 KREM의 개발 당시 노심 상부공간의 거동 및 steam binding효과 등을 실제보다 보수적으로 평가하도록 만들기 위하여 재관수 부위 즉 노심에서 분출되는 액적 크기의 상한선을 $2.5e-4$ 정도로 고정하였다. 이것은 노심에서 grid등의 구조물에 의해 분쇄되는 효과를 고려한 것이었다. 이러한 제한치는 최신버전인 RELAP5/MOD3.3 gamma version에서는 액적의 크기 상한선과 하한선을 변경하였다. 본 액적크기에 의하여 노심에서의 재관수율 및 강수관내 우회현상이 영향을 받는다. 따라서 여기서는 최근코드의 제한치로 변경하여 적용하고자 한다(표 1 참조).

나. MIDAS 우회율 실험평가

원자로 직접주입 방식(DVI)의 채택에 따라서 대형 냉각재 상실사고 측면에서 기존의 저온관 주입 형태(CLI)의 발전소와의 가장 큰 차이는 원자로 용기에 주입되는 안전주입수의 우회 현상이다. 대형 냉각재 상실사고후 재충수(reflood) 단계에 이르면, 노심에서 방출된 이

상유체가 증기발생기를 거치면서 과포화 증기상태를 이룬 후 과단측 증기발생기로 방출되는 증기는 격납건물로 방출되지만, 건전한 증기발생기를 통과하는 증기는 다시 저온관을 통해 강수부로 유입된다. 이때, 저온관 주입방식의 경우는 안전주입수가 저온관으로 주입되므로, 안전주입수와 과포화 증기가 저온관 배관에서 응축현상을 일으키고 따라서 과포화 증기량이 급격히 감소하여 안전주입수와 함께 강수부로 유입된다. 반면 APR1400과 같이 안전주입수가 원자로 용기에 직접 주입되는 경우는 이러한 응축현상이 강수부 내에서 발생하므로 대략 30~ 40 m/sec의 고속으로 저온관을 통해 유입되는 과포화증기에 의해 일부 안전주입수가 과단 저온관으로 휩쓸려 나가는 현상이 나타난다. 이것이 안전주입수 우회 현상이며, 본 현상에 의하여 기존의 저온관 주입방식과는 상이한 결과가 나타날 수 있다.

따라서, 이러한 안전주입수 우회에 대한 정량적인 평가를 위하여 APR1400 개발단계에서 한국 원자력 연구소 주관 하에 안전주입수 우회량을 정량적으로 평가하기 위한 실험이 수행되었다. 본 절에서는 기 수행된 안전주입수 우회실험을 KREM 코드가 예측할 수 있는지를 검토하고, 적용성을 평가하고자 한다.

해석은 두 가지 경우에 대하여 수행되었다. 초기의 KREM 코드를 이용한 해석 및 junction에서의 마찰손실을 고려한 해석이다. 실험결과 및 해석결과 모두 증기유량의 증가에 따라 안전주입수의 우회가 증가하는 경향을 나타내었으며, 전체적으로 볼때, MIDAS 실험결과 APR1400의 대형냉각재 상실사고에 해당되는 영역이 수정선형척도법을 적용할 경우 그림1의 빗금친 부분에 해당하여 이 영역에서는 junction에서의 마찰을 고려한 해석이 실질적인 현상을 보다 더 근접하게 예측하고 있으며 따라서 본 마찰계수 모델의 적용에 의한 우회를 현상의 적용은 가능한 것으로 판단된다.

다. 벽면 가열에 의한 영향 평가

본 절에서는 일본(JAERI)에서 수행된 CCTF C2-4 실험 데이터를 이용하여 KREM 코드의 평가 계산을 수행하였다. 본 실험에 대한 평가의 목적은 후기가열 현상과 관련하여 원자로 용기 벽면의 열원이 존재하는 실험이기 때문이다. 먼저 후기가열 현상에 대하여 간단히 기술하면, 대형냉각재 상실사고 발생 후 재충수 기간으로 진행되면, 일정한 안전주입수 유량이 강수부를 따라 하향유로로 유입되며, 원자로에서 발생하는 열 또한 서서히 감소하는 경향을 보이기 때문에 발전소 전체적인 거동자체가 거의 준정적 평형상태를 이루며 진행한다. 이러한 과정에서 하향유로를 따라 떨어지는 안전주입수는 원자로 용기 외벽이 아직은 뜨거운 상태로 존재하므로 서서히 온도가 상승한다. 일부 해석코드에서 이러한 과정에서 안전주입수가 거의 포화온도까지 증가하고, 이로 인하여 강수부에서 발생하는 기포에 의해 안전주입수의 지속적인 유입이 방해받게 되어 극단적인 경우 노심냉각 성능에도 영향을 미칠 가능성이 있다. 이로 인해 노심의 냉각이 원활히 이루어지지 않아서 다시 핵연료 온도가 상승하는 현상을 후기가열(re-heating)이라고 한다. 따라서 이러한 후기가열 현상에 대한 평가를 수행하기 위해서는 원자로 용기 외벽이 충분히 가열된 실험에 대한 평가가 필수적이다. 본 CCTF C2-4 실험은 이러한 조건을 충족시키는 몇 안 되는 실험이며, 따라서 본 실험에 대한 평가를 통해 KREM 코드의 후기가열 현상 예측 가능성 여부를 검증하였다.

해석결과 강수부에서의 수위 거동(그림 2) 및 큰 열속을 내는 연료봉의 온도거동(그림3)을 나타내었다. 그림에서 보는바와 같이 코드는 전반적으로 실험 데이터의 경향은 근접하게 예측하나 강수부 수위 및 피복재 온도는 보수적으로 예측함을 발견하였다. 이러한 강수부 수위거동은 실제 APR1400 대형 냉각재 상실사고 해석시 발생 가능성이 있다고 판단되는

벽면 열에 의한 노심 냉각이 원활히 일어나지 않는 현상을 비교적 보수적으로 예측하고 있으며, 이러한 관점에서 KREM 코드는 벽면 열전달에 의한 강수부 수위거동의 해석에 보수적 관점에서 적용 가능하다고 판단된다.

5. 신형경수로1400 불확실도분석 예비해석

본 불확실도 분석에 사용된 변수는 KREM 방법론에서 고려하고 있는 불확실성 변수에 대하여 APR1400의 설계치를 반영하였다(표 2 참조). 그림 4는 핵연료 축방향 출력 분포의 임의추출에 의한 결과를 나타내고 있다. 각 해석시마다 random sample에 의한 축방향 출력 분포를 4차식에 의하여 결정하였으며, 이를 적용하여 불확실도 분석을 수행하였다. 또한 그림 5은 안전주입수 주입유량을 나타내고 있다. 안전주입수 주입유량이 차이가 나는 것은 발전소 거동 자체에 의해서 영향을 받긴 하지만 여기서는 안전주입탱크내 냉각수량 및 초기압력을 최대값 및 최소값에 대한 uniform 분포에 의해 결정하여 유량조절기에 의한 주입시간과 관련된 불확실도를 고려하였다.

해석결과 안전주입 탱크 고갈이후 강수부에서의 증기 생성량은 어느정도 증가하는 현상을 보이며, 후기 재관수 기간에 강수부 내의 기포율은 저온관 기준 2m 아래부분까지는 증가하는 경향을 보인다. 그러나 2m 이후의 모든 부분에서는 물로 채워져 있으며, 따라서 강수부 수위감소로 인한 노심냉각 성능의 저하 및 후기가열현상은 보인지 않는다. 따라서 후기가열 현상에 의한 노심 핵연료의 냉각성 저하는 거의 없다고 판단된다. 또한 최대 PCT는 Blowdown 기간에 나타나며 1304.08 K로 59번 중 30번째 샘플링에서 계산되어졌다. 이후 Reflood PCT는 1082.5K로 Blowdown PCT에 비하여 낮게 예측하였다.

KREM에서 고려한 스케일 바이어스는, 고리 3,4호기의 경우 Reflood PCT가 최대 PCT이고 따라서 Reflood 현상에 대한 PCT bias를 평가하였으며, 이로 인한 Δ PCT를 49.8K 고려하였다. APR1400에 상기의 bias를 고려하면 1132.3K로 평가되었다.

본 해석의 경우 Westinghouse 발전소를 기준으로 개발된 KREM 방법론에 대하여 적용한 결과이므로, 추후 본문에서 언급한 14단계에 대한 확인 절차가 필요할 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구에 많은 도움을 주신 한국전력기술(주) 이상용님과 한전연료(주) 반창환님께 감사를 드립니다.

참고문헌

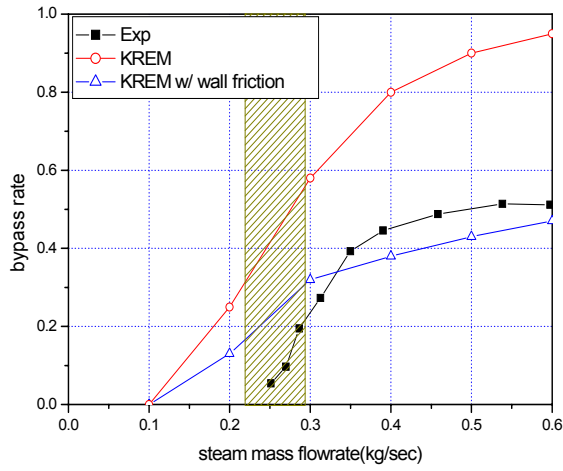
- [1] "Direct Vessel Injection Test using MIDAS Test Facility", MIDAS-QLR-001 ~ 009, KAERI(2001)
- [2] "APR1400 Standard Safety Analysis Report", 한국수력원자력(2002)
- [3] "비상노심 냉각계통의 최적평가 방법론", 특정주제기술보고서 TR-KHNP-0002, 한국수력원자력(2002)

<표 1> 분석에 사용된 실험데이터들의 실험조건

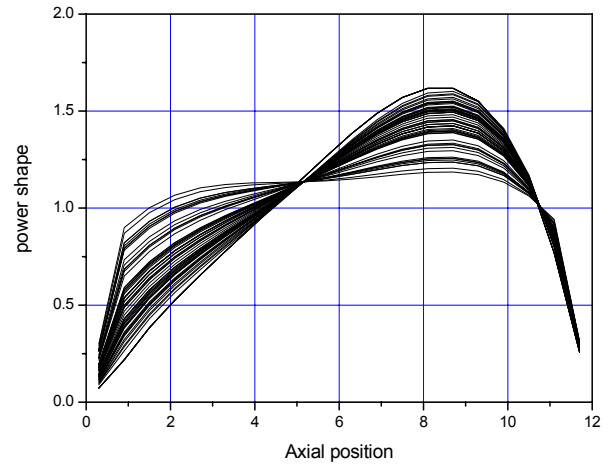
verison	KREM	gamma	Modified KREM	비고
재관수 상한치	2.0	1.5	2.0	
재관수 하한치	0.2	1.5	1.5	** 변경
재관수이전 상한치	2.5	2.5	2.5	
재관수이후 하한치	0.2	0.2	0.2	
재관수이후 상한치	0.25	2.5	2.5	** 변경
재관수이후 하한치	0.2	0.2	0.2	

<표 2> 입력변수의 분포형태 및 범위

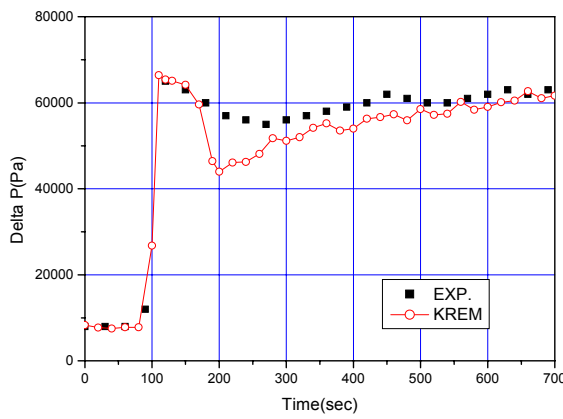
No	분포형태	범위			변수
1	normal	1.59	to	2.91	Fq
2	uniform	5.00E-02	to	0.19	zenon
3	normal	0.845	to	1.15	Fuel conductivity
4	normal	0.969	to	1.03	Core power
5	normal	0.898	to	1.1	Decay heat
6	uniform	0	to	0.567	Pump K-factor
7	normal	0.782	to	0.998	1-phase CD
8	normal	0.703	to	1.44	2-phase CD
9	uniform	0	to	1	2-phase head multiplier
10	uniform	0	to	1	2-phase torque multiplier
11	uniform	43.5	to	46.7	Accumulator pressure
12	uniform	45.3	to	54.6	Accumulator water volume
13	uniform	1	to	1.05	SIP. Flow
14	uniform	300	to	322	Accumulator temperature
15	uniform	275	to	322	RWST. Temperature
16	normal	148	to	163	Pressurizer pressure
17	normal	-0.171	to	2.17	Groeneveld CHF
18	normal	0.382	to	1.62	Chen nucleate boiling
19	normal	0.536	to	1.46	Zuber CHF
20	uniform	0.536	to	1.46	T-min
21	normal	0.606	to	1.39	Dittus-Boelter, liquid convection
22	uniform	0.5	to	1.5	Dittus-Boelter, vapor convection
23	normal	0.428	to	1.57	Bromley film boiling
24	uniform	2.7	to	14	Weber number
25	uniform	0.9	to	1.1	Burst temperature
26	uniform	0.3	to	1.7	Burst strain
27	normal	0.908	to	1.09	Oxidation rate



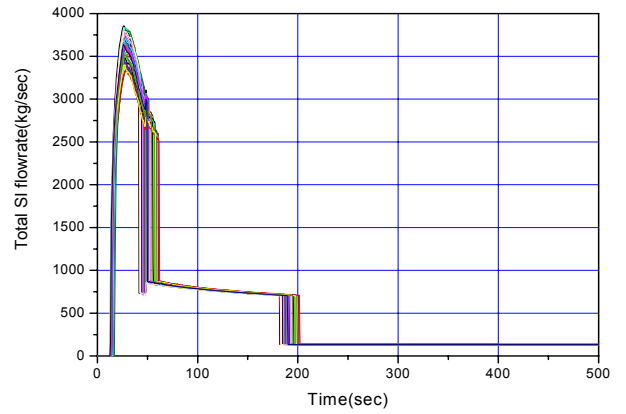
<그림 1> 우회율 실험평가 결과



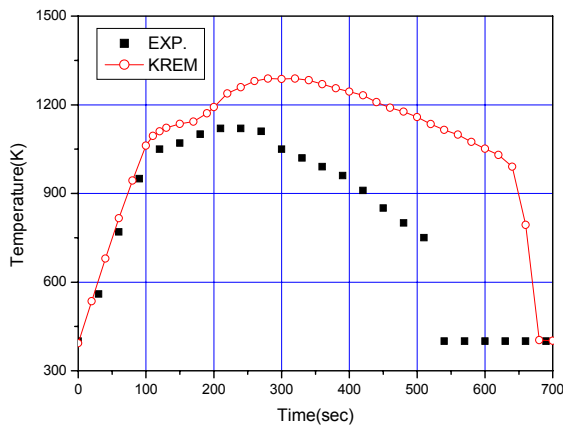
<그림 4> 축방향 출력분포의 59개 형태



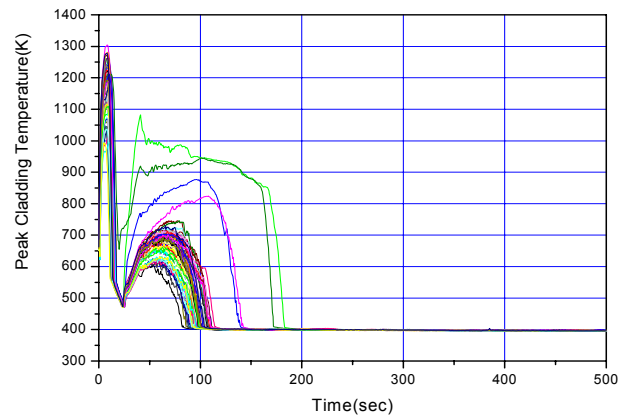
<그림 2> CCTF 실험 강수관 차압거동



<그림 5> 안주입수 주입유량 형태



<그림 3> CCTF 실험 핵연료 온도거동



<그림 6> 최대 피복재 온도거동