

## 신형경수로1400 노심용융물 억류를 위한 원자로 외벽냉각 성능평가

### Assessment of In-Vessel Retention Capability for APR1400

임혁순

한수원(주) 원자력 환경기술원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

APR1400 주요사고에 대하여 MAAP 코드를 이용하여 원자로용기의 내부 및 외부에서 발생가능한 발전소 경계조건을 도출하고 MELTHERM 코드로 원자로 외벽냉각 성능을 평가한 결과 ULPU-III CHF 데이터를 적용하여도 열적 여유도가 충분한 것으로 나타났다. 또한, LBLOCA에 의한 중대사고시 원자로용기 파손을 방지하기 위하여 원자로 외벽냉각(ERVC) 및 In-Vessel Injection(IVI) 영향을 고려하여 분석한 결과 ERVC이후의 In-Vessel Injection시 최대열속비(MHFR)가 0.66으로 열적여유도가 34% 인 것으로 분석되었다. 따라서, APR1400의 경우 중대사고시 원자로 용기내에 노심용융물을 억류하는데 원자로 외벽냉각이 효과적인 중대사고 전략으로 판단된다.

#### Abstract

The effectiveness of the external cooling of RPV strategy has been examined. For the key scenarios, MAAP code is used to derive the boundary condition for this investigation. Using MELTHERM code, we examined the thermal margin for these scenarios. We found that there is enough thermal margin with the ULPU III CHF data. The effect of in-vessel injection with the external cooling of RPV is also examined. For the LBLOCA scenario, the heat flux ratio is 0.66 with the in-vessel injection. This translates into the thermal margin of 34%. For APR1400, the external cooling of RPV is a very effective severe accident management strategy in retaining corium in-vessel.

#### 1. 서 론

국내외에서 개발된 신형원자로는 표준화 및 단순화를 기반으로 기존의 원자로와 비교하여 안전성의 획기적인 증진을 그 기본 목표로 하고 있다. 중대사고 현상에는 핵연료 용융, 원자로용기 및 격납건물의 건전성이 상실되기까지 핵분열생성물이 외부로 방출되는 일련의 진행, 즉 피복재 산화로 인한 가연성 기체인 수소의 발생 및 연소, 노심구성물질의 용융 및 이동, 원자로용기 파손과 그에 따른 방출 용융물에 의한 증기폭발, 격납건

물직접가열, 용융물-콘크리트 반응, 격납건물 과압 등을 들 수 있다. 중대사고의 대부분 현상은 원자로용기의 파손 뒤에 발생하는데 이를 방지하기 위해 원자로용기 외벽을 냉각(External Reactor Vessel Cooling, ERVC)하여 핵비등에 의해 내부 용융물로부터의 발생열(붕괴열)을 제거, 원자로용기 자체의 용융 파손을 방지함으로써 용융물 방출에 의한 격납건물 위협요소를 배제하고자 하는 In-Vessel Retention 개념으로 이에 대한 연구가 많이 수행되었다[1-4]. 본 논문에서는 국내에서 개발된 신형원자로인 APR1400 원자로용기 외벽을 통한 성능평가와 관련된 APR1400 주요사고, MAAP4 코드로 노심용융 Timing 전개분석 및 열적여유도 평가 등을 바탕으로 원자로용기 외벽냉각에 의한 노심용융물 냉각성 평가에 대하여 기술하였다.

## 2. 본 론

### 2.1 MAAP4 코드를 이용한 노심용융 전개분석

#### 2.1.1 주요 사고선정

중대사고시 노심용융물 분포 및 주요 사건발생이력을 파악하기 위한 분석대상 사고 경위는 APR1400 확률론적안전성분석(PSA) 결과에 따른 초기사건의 발생확률을 고려하고 RCS 내 노심용융물 형성 및 열수력 거동에 영향을 주는 열제거 및 RCS 감압과 같은 사고관리전략을 반영하여 선정하였다. 특히, PSA 관점에서는 PSA 1단계 내부사건 사고경위 정량화 결과를 반영하여 빈도가 가장 높은 사고경위들을 고려하였다. 노심손상을 야기하는 주요 사고경위는 초기사건과 또는 완화계통의 실패, 특정 회복조치의 실패로 이루어지는 1개 또는 그 이상의 요소로 이루어지는데, 이들 초기사건 중 발생빈도가 큰 사고경위들은 PSA 1단계 내부사건 사고경위 정량화 결과를 개별 사고경위를 대상으로 발생빈도 순서로 정리함으로써 도출할 수 있었다. 이와 같은 기준에 의하여 파악된 사고경위별 노심손상빈도가 높은 사고경위들을 선정하여 완전급수 상실사고(TLOFW), 소형/중형/대형 원자로냉각재 상실사고(SLOCA, MLOCA, LBLOCA)에 대하여 MAAP4 코드로 노심용융전개를 분석하였다.

#### 2.1.2 MAAP4 코드 분석 모델링

APR1400에 대한 MAAP4(Modular Accident Analysis Program)의 기본 모델은 크게 원자로냉각재계통, 격납건물, 그리고 안전계통의 크게 3 부분으로 구성하고 그 외에 증기발생기 2차측과 가압기 등을 독립적으로 모델링 하였다. 원자로냉각재계통 모델은 MAAP4 코드에서 정의된 대로 아래 그림 2-1에서 보는 바와 같이 14개 노드로 구성되어 있으며, 가압기는 독립적으로 모델링 되어 있다. 격납건물 모델은 그림 2-2 이와 같이 IRWST를 포함한 12 개의 격실(Compartment)로 구성되어 있으며, 이들 격실들은 39 개의 유로에 의해 연결되어 있다. 안전계통의 경우, 안전주입계통, 정지냉각계통, 격납건물살수계통, 송풍냉각기계통, 충전펌프, 안전주입탱크 등이 모델링되어 있으나, 본 분석에서는 안전주입탱크를 제외한 모든 안전계통이 작동되지 않는 것으로 모의하였다. 안전주입탱크는 개당 1,858 ft<sup>3</sup>의 물량으로 4개가 설치되어 있으며 RCS 압력이 약 4.3 MPa 이하가 되면 피동적으로 원자로용기로 주입된다. 또한, 모든 사고경위에 대하여 원자로는 사고 개시와 함께 정지되는 것으로 모의하였으며, 충전펌프의 기동을 고려하지 않았다.

냉각재상실사고의 경우, PSA의 정의에 따라 0.01, 0.1 그리고 0.5 ft<sup>2</sup>을 소형, 중형 그리고 대형 파단크기로 각각 결정하였다. 급수상실사고의 경우, 사고 초기의 RCS 주입 및 방출 운전시 POSRV 개방 성공을 안전감압계통 성공기준에 따라 가압기 안전밸브(PSV)가 첫 개방되는 시점에 4개가 즉시 개방하는 것으로 모의하였다.

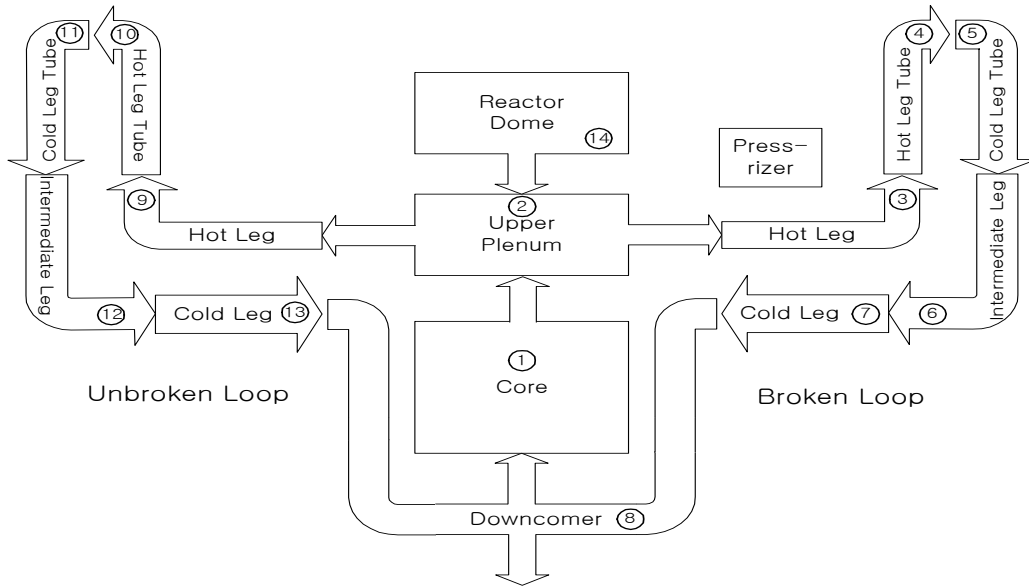


그림 2-1 APR1400 RCS의 MAAP4 코드분석 모델

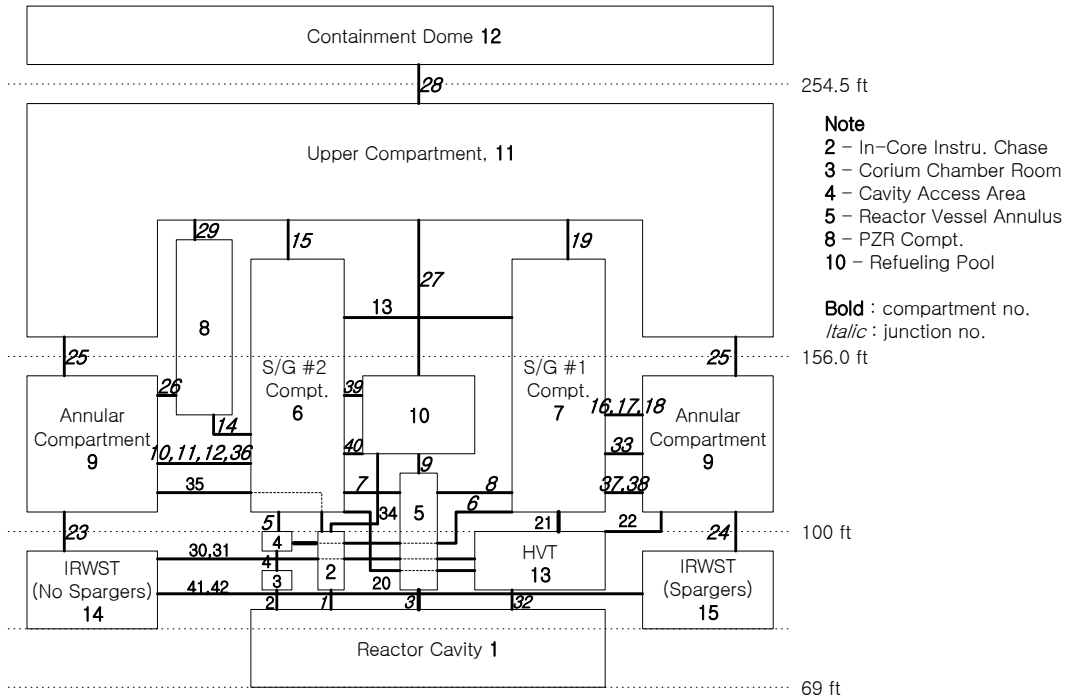


그림 2-2 APR1400 격납건물 MAAP4 코드분석 모델

### 2.1.3 주요사고별 노심용융전개 Timing 분석결과

완전급수 상실 및 크기별 소형, 중형, 대형 파단 LOCA 사고시의 원자로용기 내부 노심용융 전개에 대한 영향을 MAAP4 코드로 분석한 결과는 아래의 표 2-1과 같다. MAAP4 분석은 IVR을 고려하지 않고 수행되었다. 따라서, 용기파손은 용기가 dry한 환경에서 주로 ICI Nozzle 분출에 의한 것이다. 이 분석은 원자로용기 내부의 노심용융물로부터 발행되는 열속을 모사하기 위하여 붕괴열출력을 바탕으로 한 자연순환 실험장치의 히터블럭 설계에 이용되었다. 주요사고에 대한 노심용융전개 Timing 분석결과 원자로용기 내부의 노심용융물에 의한 원자로용기의 고온 용융파손시간은 3.72시간에서 10.74 시간 정도의 분포를 가진 것을 알 수 있었다.

표 2-1 발전소 주요 사고별 노심용융전개 Timing 분석결과

	Percentage of total CDF (%)	Core Damage (hr)	First Relocation (hr)	Vessel Breach (hr)	원자로 용기 파손 유형
TLOFW	35.2	1.24	7.67	10.74	PRV 크립파손
소형 LOCA(0.01 ft <sup>2</sup> )	26.7	1.17	3.41	9.5	ICI 튜브분출
중형 LOCA(0.1 ft <sup>2</sup> )	9.6	2.25	3.92	5.76	ICI 튜브분출
대형 LLOCA(0.5 ft <sup>2</sup> )	2.3	1.53	2.23	3.72	ICI 튜브분출

## 2.2 IVR 및 열적여유도 평가를 위한 주요변수

### 2.2.1 In-Vessel Retention 평가요건

- IVR를 적용하기 위하여 가장 우선적인 완화 조치로 원자로 노심이 산화되는 시점에서 RCS 압력을 안전감압계통(SDS)을 이용하여 250 psig 이하까지 감압 시켜야 한다.
- 급속냉각(Quenching)으로 인한 원자로용기 파손을 방지하기 위해 노심용융물이 원자로용기 하부 공간으로 재배치 되기전 원자로 캐비티에 외부 침수 냉각 시켜야 한다.(Mission time: ~30분).
- 원자로정지냉각계통을 사용하여 원자로 용기내로 냉각수 주입 또는 안전주입 계통으로 노심을 회복시켜야 한다.

또한, APR1400의 IVR 성능평가를 관련하여, 완전급수 상실사고, 소형/중형/대형 냉각재 파단사고의 주요 시나리오를 가지고 열적 여유도를 계산하였다. MAAP4 코드에 의해서 예측된 원자로용기 손상시 원자로용기 조건은 발전소 경계조건에 사용되었다. 그리고, 가장 Limiting한 경우인 대형 냉각재 파단사고의 경우에 대해 민감도분석을 수행하였다. 이 민감도분석은 MAAP4 코드에 근거한 경계조건에서 완전노심용융이 30분후에 일어난다는 가정하에 평가를 수행하였다.

## 2.2.2 열적여유도 평가를 위한 주요변수

열적여유도 평가를 하기위해 사용되는 주요변수는 전체 노심용융(Full core melt) 시간( $t_{sh}$ ), 용융된 철 질량(Molten steel mass) ( $M_{steel}$ ), 지르코늄 산화율(Zirconium oxidation fraction)( $f_{ox}$ ), 그리고 금속층 방사율(Metallic layer emissivity)( $\epsilon$ )이다. 이들 변수들에 대한 값은 다음과 같다.

### 2.2.2.1 전체 노심용융 시간(Time to Full Core Melt)

전체 노심용융 시간에 대하여 주요사고에 대하여 MAAP4 코드로 APR1400 주요 사고 시나리오 및 노심용융전개 Timing을 분석 하였다. MAAP4 코드로 부터 얻어진 원자로용기 파손시간(Vessel failure time)은 3.72에서 10.74 시간의 범위를 갖는다. 이 변수는 시나리오에 매우 의존적이다. MAAP4 계산은 외벽냉각을 고려하지 않으므로 용기 파손은 바닥 Head로 이동된 노심 용융물로 ICI 노즐 파손에 의해 발생할 것으로 평가되었다. 본 논문에서는 MAAP4의 용기파손시의 조건을 일차적으로 이용하여 평가를 수행하였다. 외벽냉각의 경우, 용기파손은 원자로 용기 내부에서 생성되는 열을 충분히 제거할 경우에는 발생하지 않을 것으로 평가된다. 따라서 실제로는 노심용융은 지속적으로 계속 될 것이며, 노심전체용융 (Full core melt) 에 도달하거나, In-vessel Injection에 의해 중지될 것이다. 또한, Thoefanous 가 제안한 Final Bounding State [5]에 상응하는 조건을 고려하기 위해 대형냉각재상실사고에 대한 MAAP4 계산결과를 외삽하여 30분후에 (원자로정지후 4.22 시간후) 노심전체용융에 도달하는 경우를 제한적인 경우로 선정, 민감도 분석을 수행하였다.

### 2.2.2.2 용융된 철 질량(molten steel mass) ( $M_{steel}$ )

APR1400의 원자로 용기 내부구조물 구성에서 노심 지지통은 80톤이다. TMI-2 사고를 고려할 때, 노심 지지통(support barrel)은 용융되지 않을 것이며 대부분의 노심 덮개(core shroud), 하부지지 구조물, 그리고 제어봉은 용융될 것이다. 노심 덮개(노심을 둘러싸고 있는 얇은 줄)는 20톤이다. 받침을 포함한 하부 구조물과 장치는 26톤이다. 연료 조립 지지 부품에서의 철과 제어봉은 10톤이다. 또한 원자로 용기로부터 용융되어 제거된 철은 약 5톤이다. 이것들의 총합은 56톤이다. 대부분 이것은 노심 전체가 용융되어지는 곳인 Final Bouding State로의 용융과정에 관여할 것이다. 본 논문에서는 노심 덮개의 절반(10톤)과 하부지지 구조물의 6톤(코리움 전환 경로에 없는 구조물)은 용융부위가 없을 것이라고 다소 보수적으로 추정하였다. 이러한 가정으로 용융된 철 질량은 노심 전체 용융 (full core melt)에 대하여 40톤이 된다. 민감도분석에서는 철 질량에 대한 영향을 평가하기 위하여 30톤의 경우도 고려하여 분석하였다.

### 2.2.2.3 지르코늄 산화율(Zirconium Oxidation Fraction)( $f_{ox}$ )

지르코늄 산화율을 선정하는데는, IVR이 저압 Sequence에 대해서만 적용가능하다는 것이 고려되어야 한다. 이 저압 Sequences는 LLOCA 와 MLOCA와 같은 Sequences 와 개방 Primary relief valves를 갖는 고압 Sequences를 포함한다. 저압 Sequences에서의 지르코늄 산화는 일반적으로 증기 부족 때문에 작은 비율로 제한된다. MAAP4계산은 용기내(용기 파손전)의 산화 정도가 저압 Sequence에 대하여 25-40%의 범위에 있다는 것을 보이기 때문에 지르코늄 산화율에 대해서는 50%가 사용되어진다. 이 값은 고압

Sequences에 대한 노심 산화가 빠른 속도로 이루어지기 전에 중대사고 관리 전략으로써 RCS가 감압 되기 때문에 시나리오에 매우 의존적이지 않다. 이런 급격한 감압(RD) 조치는 저압 Sequence에서 과도사건(Transients)과 소형냉각재 상실사고의 경우 이루어진다. (주: 급속감압이 이루어지지 않을 경우는 외벽냉각 전략이 적용되지 않음) 따라서, 그런 Sequences는 LLOCA와 같이 유사한 산화율을 보일 것이다.

#### 2.2.2.4 금속층 방사율(Metallic Layer Emissivity)

기본 경우에 대해 선택된 금속층 방사율은 0.6이다. 실험치는 0.4에서 1.0 까지의 범위이다. 이 값은 시나리오와는 무관하다.

### 2.3 원자로 외벽냉각(IVR) 성능평가

#### 2.3.1 원자로 외벽냉각(IVR) 성능평가 방법

원자로 외벽 건전성을 평가하기 위해서는 Thermal margin과 Structural margin을 고려하여야 한다. 여기서 Thermal margin은 원자로 용기 내부에서 생성되는 열을 충분히 제거할 수 있는지를 보여주는 것이다. Thermal margin은 (Eq. 2-1)과 같이 열속의 비로 표현되며, 이 값이 1에 근접할수록 그 여유도가 작아지며, 1을 초과할 때에는 용기의 파손을 의미한다.

$$\text{Heat Flux Ratio} = \text{wall heat flux } (\theta) / \text{CHF heat flux } (\theta) \text{ Eq. (2-1)}$$

Structural margin은 원자로 용기가 무게에 의한 하중, 그리고 용기 내부에서의 증기 폭발에 의한 하중을 견딜 수 있는가를 보여주는 것으로, 이에 대해서는 APR1400의 경우 그 Margin이 충분한 것으로 평가되었다 [11]. 따라서, 본 논문에서는 외벽냉각 성능 평가를 Thermal margin측면에서의 고려로 국한하였다. Thermal margin평가를 위하여 MELTHERM 코드 [10] 를 개발하였으며 본 연구에 이를 활용하였다. MELTHERM 코드는 노심용융물을 2 layer model (Metallic layer, oxidic layer)로 모사하며 각각에 대한 에너지 Balance equation을 사용하여 해를 구한다. 주요 Correlation 및 가정사항으로는 Oxidic pool에서 Upward/downward energy split 및 Downward energy의 Angular distribution은 ACOPO correlation[7, 8] 을 적용하였다. 붕괴열과 이의 Volatile release rate은 EPRI SAMG TBR [9]를 사용하여 평가하였다. 이 두 변수는 원자로 정지로부터 경과한 시간의 함수이다. Metallic layer의 경우 1-dimensional model로 평가한 후, 계산된 Wall heat flux에 0.75를 곱하여 2-dimensional heat transfer 영향을 고려하였다. 현재 APR1400의 열차폐체 설계는 기존 AP600, 그리고 Penn State University의 SBLB 실험에서의 형상과 비슷하므로, CHF correlation은 ULPU2000 Configuration III data와 SBLB correlation을 비교하여 더 보수적인 ULPU2000 Configuration III data에 의거한 Correlation을 사용하였다.[5]

#### 2.3.2. 주요 시나리오에 대한 원자로 외벽냉각(IVR) 성능

4 개의 주요 시나리오에 대해 MAAP4코드 결과(파손시점)를 이용하여, Thermal margin을 고려하였다. MELTHERM 코드로 계산한 결과를 그림 2-3에 요약하여 도시하였다. 완전급수 상실의 경우, Metallic layer wall heat flux가 0.6425 (Mw/m<sup>2</sup>)이며, 경

계면은 68.4도 지점이며 최대 열속비(Maximum heat flux ratio)는 0.51이다. 중형냉각재 상실 사고의 경우, Metallic layer wall heat flux는  $0.8\text{Mw/m}^2$  이며 최대 열속비는 0.62이다. 대형냉각재 상실사고의 경우, Metallic layer wall heat flux는  $0.93\text{Mw/m}^2$  이며, 열속비는 0.74이다[표2-2 참조]. 따라서, ULPU Configuration III Critical heat flux 데이터 [5]를 사용하여도 약 25%의 여유도가 있는 것으로 평가되었다. 여러 가지 중대사고에 대한 불확실도를 고려할 때, 25%이상의 여유도가 바람직하다는 것이 현재 전문가들의 견해이며 가장 limiting 경우인 대형냉각재 상실사고는 그 여유도가 경계치라고 볼 수 있다. 하지만, 주급수상실사고, 소형과단 냉각재 상실사고 및 중형과단 냉각재 상실사고는 충분한 열적여유도(35% 이상)가 있는 것으로 나타났다. 이 사고들은 전체 노심손상빈도의(CDF)의 73.8%를 차지하고 있으며 대형과단 냉각재 상실사고의 경우는 2.3%에 불과하다. 나머지 23.9%는 외부충수전략을 적용할 수 없는 시나리오이다. 대형과단 냉각재 상실사고는 불확실성을 고려하면 열적여유도가 작으나 중대사고관리전략에 따라 외부 충수가 완료되면 원자로용기 내부 침수를 수행하게 되어 있다. 이 전략이 성공적으로 수행되는 경우에는 대형냉각재 상실사고도 노심전체용융에 도달하기 전에 내부주입이 시작될 것이며, 따라서, 충분한 열적여유도를 보장할 수 있을 것으로 판단된다.

표 2-2 주요사고에 대한 금속층 바닥에서 최대열속비(MHFR)

category	Percentage of Total CDF (%)	Steel mass molten ( $M_{\text{steel}}$ ), (tons)	Zirconium oxidation fraction ( $f_{\text{ox}}$ )	Core melt fraction ( $f_{\text{UO}_2}$ )	Time to Full Core Melt (hr)	MHFR
LOFW	35.2	32	0.38	0.85	10.14	0.50
SLOCA	26.7	28.4	0.42	0.78	9.5	0.51
MLOCA	9.6	32.7	0.44	0.88	5.6	0.62
LLOCA	2.3	25.2	0.34	0.82	3.72	0.74

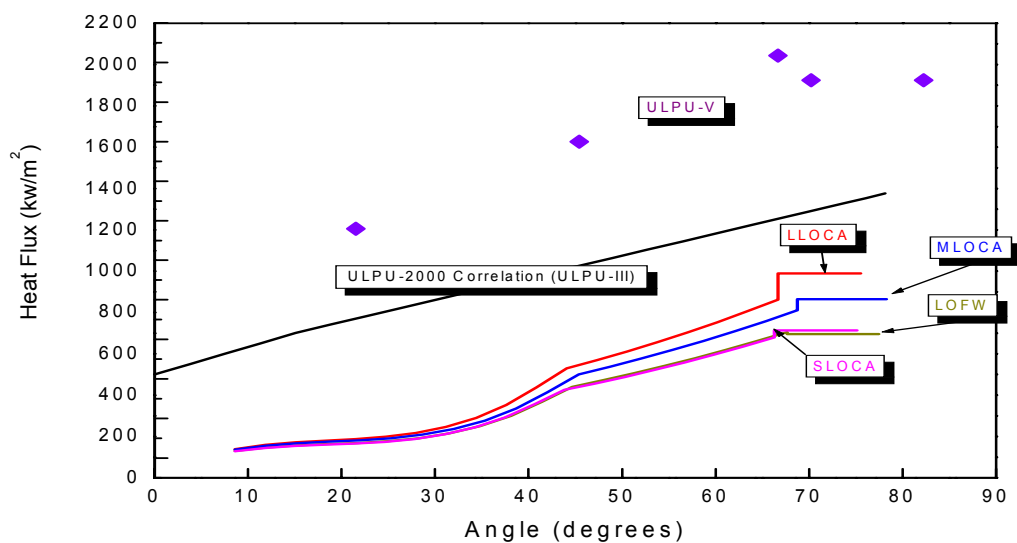


그림 2-3 주요사고에 대한 원자로외벽 Angle에 따른 열속 민감도분석

### 2.3.3 대형냉각재 상실사고에 대한 민감도분석

민감도 분석에 제일 중요한 변수중 하나는 원자로 정지후 경과시간이다. 이 경과시간은 외벽냉각시 제거해야할 열량(Decay heat power)을 결정하는 중요한 요소이다. 가장 limiting한 대형 냉각재 상실사고를 선정하여 민감도 분석을 수행하였다. 원자로 외벽냉각의 경우 용기파손은 원자로용기 내부에서 생성되는 열을 충분히 제거할 경우에는 발생하지 않을 것으로 평가되고 있다. 따라서 실제로는 노심용융은 지속적으로 계속될 것이며, 노심전체용융 (Full core melt)에 도달하거나, In-vessel Injection에 의해 중지될 것이다. 노심전체용융을 상정하여 이에 대한 민감도분석은 두 경우에 대하여 수행하였다.

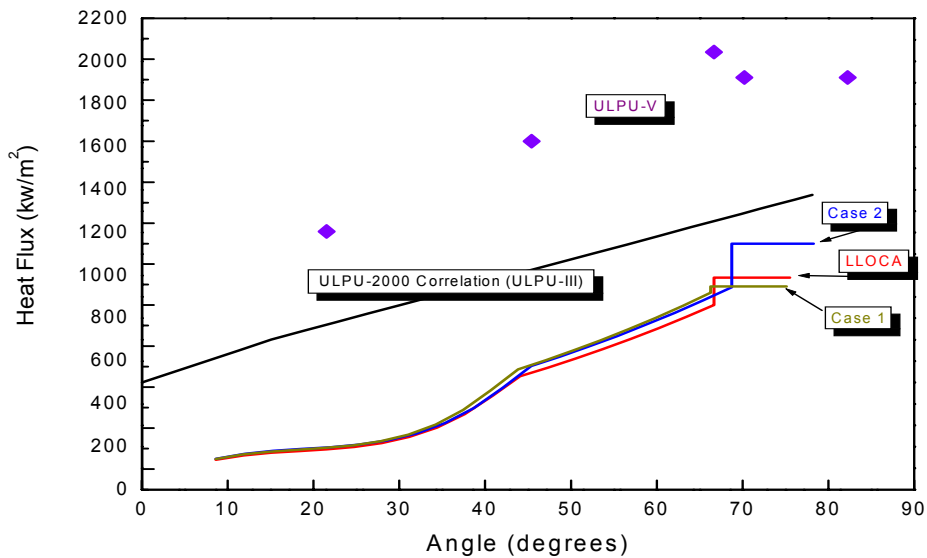


그림 2-4 대형 냉각재 사고에 대한 원자로외벽 Angle에 따른 열속 민감도분석

Case 1; 노심전체용융도달시간 4.22시간, steel mass 40톤, Case 2; 노심전체용융시간 3.71시간, steel mass 30 톤. Case 1의 경우, 최대 열속비는 0.66으로 충분한 여유도가 있는 것으로 평가되었다. Case 2의 경우, 최대 열속비는 0.83으로 열적여유도는 17%이다. Case 2는 두가지 변수를 모두 그 한계치에 설정한 것으로, APR1400에서 불확실도를 완전히 배제할 수는 없으나, 외벽냉각이 상당히 효과적임을 보여주고 있다.[그림2-4]

APR1400 중대사고 관리 지침에 의하면, 원자로 외부 충수후 원자로 내부주입을 수행하여야 한다. 이러한 내부주입의 영향은 현상학적인 관점에서 외부와 내부의 물에 의해 바닥 Head에서의 용융물을 냉각함으로써 지속적인 코리움 In-vessel의 가능성이 높게 될 것이다. 외부충수 이후 In-vessel injection은 금속층으로부터 발생된 열을 효과적으로 제거할 것이며 금속층의 상부 표면에서 Upper crust의 Porosity(공률)를 고려치 않을 때라도 핵비등은 금속층의 상부표면으로부터  $1\text{MW}/\text{m}^2$  이상을 제거 될 것이다. 금속층 상부에서의 핵비등에 대하여 최대 열속비는 산화층의 상부에서 발생할 것이다. 가장 제한적인 LOCA 사고경우에 대한 In-vessel injection 영향은 최대열속비 값을 0.66으로 낮추는 것으로 열적여유도가 34% 인 것으로 분석되었다. 또한, ULPU-V 시리즈 실험에서[6]에서 보여주듯, 원자로용기 주변 열차폐체 형상을 원형 열차폐체로 사용할 경우 임계열유속을 더 증가시켜 외벽냉각의 효율성을 더욱 더 증진시킬 것으로 사료된다.



### 3. 결 론

중대사고시 노심용융물을 원자로용기 내부에 보유시키는 IVR은 노심이 손상되는 중대사고시 원자로용기를 외부침수 냉각시켜 원자로용기 건전성을 확보함으로써 원자로용기 하부공간으로 재배치된 노심용융물을 원자로 용기내에서 보유하게 되는 것이다. APR1400 주요사고에 대한 성능평가 결과 ULPU-III CHF correlation 적용시 열적 여유도가 충분한 것으로 나타내었다. 가장 제한적인 대형 냉각재 상실 사고에 대한 민감도 분석을 수행한 결과 17%의 여유도를 가지고 있는 것으로 평가되었다. 이는 중대사고에 내재된 여러 불확실도에 대하여 확실하게 성공을 보장하지는 않으나, APR1400의 경우 외벽냉각이 효율적인 중대사고 대처 전략임을 입증하였다. 또한, 적절한 중대사고 관리 조치(원자로용기 내부 냉각수 주입)를 취하는 경우는 노심용융물을 노심내에서 억제시킬 수 있을 것이다. LBLOCA에 의한 중대사고시 원자로 외벽냉각 및 In-Vessel Injection 영향을 고려하여 열적여유도 분석한 결과 ERVC이후의 In-Vessel Injection시 MHFR가 0.66으로 열적여유도가 34% 인 것으로 분석되었다. 따라서, APR1400원전의 경우에도 원자로 외벽냉각에 의해 노심용융물을 억류함으로써 원자로 외벽냉각이 효과적인 중대사고 전략으로 판단된다.

### 4. 참고문헌

- [1] 차세대원자로 기술개발(I) : 노형 평가 기술, 중대사고 평가기술, KEPRI, 1994
- [2] 원자로용기 파손예방을 위한 노외 냉각능력 향상 방안 연구, KAIST, 1994 & 1995
- [3] 노내외 중대사고 실험시설 구축 연구, KEARI, 1996
- [4] 원자로용기 파손예방을 위한 노외냉각능력 향상방안 연구, KINS, 1996
- [5] T.G. Theofanous, et al., In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt: First Draft, DOE/ID-10460, 1995
- [6] T.G. Theofanous et al. Limits of Coolability in the AP1000-Related ULPU-2400 Configuration V Facility, CRSS-03/06
- [7] Theofanous, T.G., In-Vessel Retention as a Severe Accident Management Strategy, Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, Garching near Munich, Germany, OECD Report NEA/CSNI(98)18, pp53-74, 1998
- [8] Sehgal, B.R.,2000. Remaining Issues in Severe Accident Safety Research, RASPLAV-2000 Seminar, Munich, Germany, Nov14-15, 2000
- [9] Henry, R.E., Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, EPRI Report TR-101869, 1992
- [10] J.W. Park, MELT THERM Program
- [11] J.W. Park, S.J. Oh, Assessment of In-Vessel Core debris coolability for the APR1400 design, KHNP, 2001
- [12] H.S. Lim, S.J. Oh, In-Vessel Retention Technology Development and Use for Advanced PWR Design in USA and Korea, KHNP, 2004