

용기내부보존 개념의 조감 : 신형가압경수로원전-설계적용의 관점에서
Overview of In-Vessel Retention Concept : With Application to an Advanced
Pressurized Water Reactor-Design

김성호
전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요약

중대사고관리 전략의 하나로써 피동형-설계에 적용되고 있는 용기내부보존(IVR)개념 - 이 논문에서는 실제적으로 원자로 압력용기벽 외부냉각(ERVC)방법을 사용한다 -이 규제측면에서는 용융물의 냉각가능성 쟁점의 해결이라는 문맥에서 조감되었다; 기술측면에서는 IVR개념의 신빙성 및 유용성이 언급되었다. 덧붙여서, 이 ERVC방법들이 개량형-설계에 적용되기 위하여 요구되는 점들이 규제측면과 기술측면에서 각각 검토되었다. 이 검토결과와 바탕위에서 용융물 냉각가능성/급냉가능성의 쟁점과 관련하여 전력연구원(KEPRI) 신형원전개발센터(CARD)에서 개발중인 한국차세대원전(KNGR)-설계에서 선택될 수 있는 대안적 전략들이 제안되었다: (1) 전략1A: 젖은공동방법의 신빙성에 기반을 두는 것; (2) 전략1B: 젖은공동방법/적납건물건진성에 기반을 두는 것; (3) 전략2A: ERVC방법의 신빙성에 기반을 두는 것; (4)전략2B: ERVC방법/적납건물건진성의 균형된 접근법에 기반을 두는 것. 마지막으로, 신형-설계적용의 관점에서 각각 규제측면과 기술측면에서 본 현황파악 및 대책마련의 권고사항이 제시되었다.

1 서론

신형경수로(ALWR)에서는 최근, 중대사고관리 전략의 하나로써 세계적으로 사고결말완화 방법의 적용이 고려되고 있다. 사고완화를 위하여 적용되고 있는 방법들이 표 1에 요약되었다. 이러한 것들 가운데서 최근 ERVC방법이 세계적으로 연구되고 있거나 개발 도입 [1]되고 있는 추세이다. 이 ERVC방법은 용기내부보존 개념을 실현시키려고 제안되었다. 이 방법에 의하면, 노심용융 중대사고가 일어나면 원자로 압력용기(RPV)벽 외부가 용기노즐까지 냉각수로 침수된다. 그리하여 RPV차체 및 그 안에 재배치되어 열(핵분열-붕괴열과 화학반응열)을 방출하고 있는 노심용융물이 냉각된다. 이로써, 노심용융물이 압력용기내부에 보존되도록 하려는 것이다.

표 1 용융물 냉각가능성/급냉가능성의 쟁점을 해결하려고 제안된 방법들

| 방법 | 적용사례 | 비고 |
|----------------------------|------------------------------|---|
| 용기내부보존 (IVR)개념 | IRVC방법 ERVC방법 | TMI-2 사고 경험[2]; SONATA-IV프로그램 [3]. AP600 [4]; Loviisa VVER440 [1, 5]. Ice Condenser Containment |
| 원자로공동보존 (ICR)개념 | 선침수방법/젖은공동설계 후침수방법/마른공동설계 | SWR1000 [6]; System 80+; KNGR. EPR [7]. Inert Containment 경사면에서의 용융물퍼짐. |
| 노심보존장치 (Core Catcher)개념 | 용기내부보존장치 용기외부보존장치 [8] | COASIS [3]. COMSORS; SCORE 등등. |

실제로, IVR개념이 실현되려면, 이러한 냉각가능성과 더불어 또한 RPV가 열적 하중 및 구조적 하중을 견뎌서 용기의 건전성이(용기파손의 방지보다는) 보장되어야만 한다 [9]. 따라서, 엄밀히 말하면, ERVC방법은 IVR개념의 한 요소이다. 그러나 ERVC방법이 IVR개념을 구현화시키는 한 방법으로 간주되므로 여기서는 용어상으로 IVR방법과 동의어로 쓰고자 한다. 일반적으로, 신형 경수로(ALWR)는 개량형(Evolutionary Type), 피동형(Passive Type), 혁신형(Innovative Type) 등으로 분류될 수 있다 [10]: 예컨대, KNGR, ABB-CE의 System 80+, Framatome-Siemens의 EPR은 개량형-설계에 속하는 반면에, AP600은 피동형-설계에 속한다. 발전소의 경제성을 향상시키려고 개량형-설계는 출력규모의 경제성에 중점을 두는 반면에 피동형-설계에서는 설계의 단순화에 중점을 두고 있다.

앞으로 신형원전들에 IVR방법이 도입될 경우는, 두가지 측면에서 이 방법이 적용될 수 있다. 첫째, 하드웨어 측면에서는 **용기내부보존 설계개념**으로서 중대사고 완화계통에 반영되어 설치될 수 있다 (예: 노의 노심받침). 둘째, 소프트웨어 측면에서는 중대사고진행 완화를 위하여 **용기내부보존 전략**으로서 중대사고관리 절차서(SAMG)에 반영될 수 있다. 물론 이 둘이 조합적으로 반영될 수도 있다.

세계적으로 IVR개념은 피동형 저출력으로 설계에만 적용되고 있다는 점에서 아직 적용 초기단계에 있지만, 일단 IVR방법의 신빙성이 보장될 경우는, 압력용기 건전성이 보존되므로, 압력용기 파손이 예방되고, 또한 용기외부 현상들(예: 고압용융물 방출, 용융물-콘크리트 상호작용(MCCI), 격납건물 대기 직접가열, 용기외부 증기폭발 등)의 발생이 예방될 가능성이 있다 [4].

그러나, 이러한 IVR방법 도입의 잇점들이 개량형 고출력으로 설계에 접목되려면 앞으로 활발한 자체개발 및 국제협력을 통한 연구개발이 요구된다. 이를 통해서 현상들의 불확실성에 기인한 기술적 문제점들의 해결이 기대될 수 있겠다. 그러므로, IVR방법 적용의 국제동향을 규제적 측면과 기술적 측면에서 검토하여 앞으로의 추세를 알아보려고 한다. 또한 이러한 검토를 통해 IVR방법의 KNGR-설계에의 적용가능성도 파악하려고 한다. 그리고 가능한 설계대안 전략들을 제시하려고 한다.

2장에서는 피동형-설계에 적용되고 있는 IVR방법의 KNGR-설계에 도입가능성을 파악하기 위하여 먼저 KNGR의 현황이 기술되었다. 3장에서는 이 IVR개념에 대한 원자력규제기관인 미국원자력규제위원회(US NRC)의 입장이 규제적 측면에서 검토되었다. 4장에서는 기술적 측면에서 IVR방법의 현황이 기술되었다. 마지막으로 IVR개념의 KNGR-설계적용과 관련하여 몇가지 검토의견이 제시되었다.

2 용기내부보존 개념의 신형원전-설계 적용 현황

2.1 우리 나라에서의 차세대원전-설계 현황

미 NRC의 SECY-93-087 및 EPRI의 신형 경수로 사업자 요건(URD)에는 용기외부 원자로공동 (Reactor Cavity)에서 용융물의 냉각가능성이 쟁점화되었다. 이 쟁점에 대처하여, KEPRI CARD에서 현재 개발중인 1350 MW급 KNGR-설계에서는, 압력용기의 bottom head 하부에서 약 2.7 m 까지만 냉각수에 의하여 원자로공동이 침수된다 [11]. 이와 같이 원자로 압력용기는 냉각수에 의해 침수되지 않는다. 또 중대사고로 압력용기 파손이 일어날 경우에 고압용융물방출(HPME)현상의 방지를 위하여 안전감압계통(SDS)이 도입되었다.

이 설계는 압력용기 파손이 일어나서 노심용융물이 방출될 때, 공동을 먼저 냉각수로 침수시켜 방출된 노심용융물이 원자로 공동내에서 냉각되도록 하려는 **선 침수-공동 냉각(Pre-Flooding Cavity Cooling)개념의 설계적용**에 기반을 두고 있다. 이 선 침수-공동 냉각 설계개념은 중대사고완화 방법의 하나로 ABB-CE의 System 80+ 에도 도입되었다. 반면에 미국 웨스팅하우스의 AP600-설계는 용기외부 원자로공동에서 노심용융물의 냉각가능성 쟁점을 우회적으로 해결하려고 공동 냉각개념 대신에 용기내부보존 설계개념을 도입하였다 [12].

다중방어 안전성원리 [13]에 기초하여, 차세대원전에서는 IVR 방법의 적용가능성에 관심을 모으고 있다. 표 2는 이러한 원리와 사고결말 완화방법의 관계를 보여주고 있다.

표 2 다중방어 안전성 원리의 안전성방벽과 사고완화방법의 관계

| 사고완화방법 | 용융물 용기내부보존 | 용융물 공동내부보존 | 방사성 핵종 격납건물내부보존 |
|-------------|------------|------------|-----------------|
| 용기내부보존(IVR) | 가능 | 불필요 | 가능 |
| 공동내부보존(ICR) | 불필요 | 가능 | 가능 |
| 용기내 노심받침장치 | 가능 | 가능 | 가능 |
| 용기의 노심받침장치 | 불필요 | 가능 | 가능 |

2.2 다른 나라 들에서의 현황

최근에 IVR방법을 설계에 적용하고 있는 국의 원전들은 다음과 같다 [14]: 핀란드 IVO에서 개발하는 Loviisa VVER440 (465 MW_e급 피동형 가압경수로) [1, 5, 15, 16]; 미국 웨스팅하우스에서 개발하는 AP600 (600 MW_e급 피동형 가압경수로); 일본 미쓰비시에서 개발하는 MS600 (600 MW_e급 피동형 가압경수로); 러시아에서 개발하는 VVER640 (600 MW_e급 가압경수로); 독일 Siemens에서 개발하는 SWR1000 (977 MW_e급 비동경수로) [6]. 이 들의 IVR방법 적용을 위한 설계특성은 참고문헌에서 발견될 수 있다. 이와같이 IVR개념은 중대사고완화와 관련하여 세계적으로 관심을 모으고 있다.

3 규제 측면에서 본 용기내부보존 개념

피동형 AP600-설계에서 제안된 ERVC방법에 대한 미국 NRC Staff의 견해 [17]가 검토되기에 앞서서 먼저 신형-설계에서 용융물의 용기외부 공동내에서 냉각가능성 쟁점에 대한 미국 NRC Staff의 견해 [18]가 검토되어야 한다. 왜냐하면, 이 새로운 용기내부보존개념은 이러한 용융물의 냉각가능성의 쟁점을 우회해결하려고 선택된, 공동내부보존개념과는 다른 또 하나의 접근법으로 볼 수 있기 때문이다. 이는 문제된 쟁점을 해결하기 위한 접근방법들의 다양성을 NRC가 허용하고 있다는 사실에 근거한다 [18].

3.1 용기외부 냉각가능성에 대한 미국 NRC Staff의 견해

참고문헌 [18]의 Section H에 기술된 노심파편냉각가능성에서, 개량형 및 피동형 경수로 설계들은 다음 기준들을 만족해야한다는 미국 NRC Staff의 입장을 Commission이 허가해줄도록 권고하고 있다 [18]:

기준1. 파편용융물이 퍼지는 것을 돕기위해 원자로공동바닥공간을 제공할 것; 기준2. 냉각과정에서 원자로공동을 침수시킬 수단들을 제공할 것; 기준3. 격납건물 Liner와 다른 구조물들을, 필요한 경우에, 콘크리트로 보호할 것; 기준4. 노심용융물-콘크리트 상호작용으로 인한 환경조건들 (압력, 온도)의 최적평가는 약 24시간 동안 철제격납건물들에 대하여서는 Service Level C를, 콘크리트 격납건물에 대하여서는 계수하중범주 (Factored Load Category)를 초과하지 않는다는 것을 보장할 것.

여기에서 Service Level C 한계란 기기 및 지지물의 구조적 불연속부위가 손상되면 이 들을 검사 또는 보수하려고 계통운전에서 분리해야하는 상태에 대응한다. 이러한 한계값은 A급 및 B급 운전한계로 지정된 하중들보다가 발전소 안전정지를 요구하는 자연현상들이 부가하는 하중들을 조합한 하중에 적용한다. 계수 하중범주는 드물게 발생하는 하중들에 적용된다. 드물게 발생하는 하중들이란 심한 하중, 극심한 환경하중, 비정상 하중이 작용하는 상태에 대응한다 [19].

기준1은 공동내에서 노심용융물이 충분히 퍼질 수 있는 공동바닥 면적의 제공을 뜻하며 공동바닥 최소면적으로 파악된다. 이는 KNGR의 설계에 반영되어 있다. 유럽형 가압경수로 (EPR)에서는 원자로공동 바닥면적이 150 m² 의 범위이고 이는 약 0.03 m² / MW_{th}에 해당되는 반면에 1350 MW_e급 (약 3914 MW_{th}) 한국차세대원전 [20]에서는 이 값이 880 ft² (81.75464 m²) 의 범위 [21]이고 이는 약 0.021 m² / MW_{th}에 해당된다. 즉, 미국 EPRI의 URD에 언급된 공동바닥 최소면적인 0.02 m²/MW_{th}이 만족되도록 설계되었다 [22].

기준2는 노심용융물 냉각을 위한 냉각재원의 제공을 의미한다. KNGR에서는 피동형 공동침수계통의 설치로 만족된다.

기준3은 노심용융물-콘크리트 상호작용으로 인한 격납건물 바닥압력경계의 침식 및 Liner 침식, 격납건물

내 대기의 직접가열(DCH)현상으로 인한 격납건물내 구조물들의 파손 등과 같은 여러 가지 격납건물 위험 메커니즘들로부터 격납건물을 보호하기 위하여 고려된다. DCH현상에 의해서 격납건물에 가해질 수 있는 과압은 원자로냉각계통으로부터 수증기와 수소의 격납건물로의 blowdown, 고압용융물방출과정 전후에 발생한 수소의 연소, 공동바닥에서의 용융물-냉각수 상호작용, 격납건물 대기로 용융물의 Sensible Heat 전달 등에 기인한다. 그러므로 격납건물 대기의 가열 및 가압에 의한 경우에는, 격납건물은 자체의 직접적 파손으로부터 뿐만 아니라 그 안에 존재하는 기기파손에 의한 간접적 파손(예: 원자로 용기, 증기발생기 등에 대한 지지구조물들이 파손되면 격납건물의 증기관 관통이 파손되고 결국에는 격납건물이 파손됨)으로부터도 보호되어야 한다 [23]. 이는 KNGR에서는 안전감압계통이 설치되어 고압용융물방출현상이 방지되도록 설계되었다. 배기경로는 Convoluted Pathway가 도입되었다 [24]. 또 Liner가 콘크리트로 일부 보호되도록 설계되었다. 일반적으로 공동바닥 밑 3 ft에 놓여진 Liner부분을 보호하려고, Basaltic 콘크리트의 부식률에 기초하여, 두께를 증가시키거나 또는 부식률이 낮은 바닥물질(예: Limestone 콘크리트)을 선택한다 [25]. 여기에서 최소 약 3 ft의 바닥두께는 EPRI URD [26]에서 언급되고 있다. KNGR에서는 전자가 설계에 반영되려 한다 [27].

기준4는 노심용융물-콘크리트 상호작용에서 생성되는 비유독성 기체들(예: CO₂, CO, 수소)과 수증기로 인한 격납건물 과압, DCH현상으로 인한 격납건물 과온 과압으로부터 격납건물의 압력경계를 보호함을 의미한다. 이는 KNGR에서는 콘크리트격납건물이므로 계수하중범주가 적용되어 설계되었다. 현 시점에서는 노심용융물 냉각가능성의 불확실성이 알려지고 있다. 이와 관련하여 기준4는 각 용기외부현상자체의 언급보다는 그런 현상들로 인하여 유발될 수 있는 압력부하에 대한 격납건물용량의 여유분(Margin)을 언급하고 있다.

위와 같이 노심용융물 냉각가능성의 쟁점을 용기외부인 공동바닥으로 방출된 용융물의 냉각 관점에서 미국 NRC Staff는 언급하였다. 노심용융물 냉각가능성과 관련하여 용기내부보존의 개념이 이 자료에는 나타나지 않는다. AP600-설계는 피동형 개념에 기반을 두고 있으므로 이는 위의 기준2가 만족되도록 하기 위하여 위치가 높게 설계된 IRWST를 사용한다. 또, 기준1을 만족시키도록 공동바닥의 크기가 고려되고 있다. 그러나, 노심용융물 냉각가능성의 불확실성을 줄이려는 실험들(예: MACE 실험) [8, 28]이 이 쟁점을 해결하지 못하고 있는 시점에서 AP600은 이 쟁점을 용기내부에 보존되고 있는 용융물을, 용기외부벽의 냉각을 통하여 냉각시키는 IVR방법으로 풀어나가려 하고 있다 [29].

3.2 용기내부보존에 대한 미국 NRC Staff의 견해

참고문헌 [17]의 Section VI에 기술된 압력용기 외부냉각(ERVC)에서, 다음과 같은 미국 NRC Staff의 입장을 Commission이 허가해주도록 권고하고 있다 [17]: 용기외부 현상들에 대한 AP600-설계의 적합성을 언급하려고, 웨스팅하우스는 **균형된 접근법**을 사용하고 있다. 이는 용기외부 현상들에 대한 **제한된 해석적** 평가로 보완된 용융물의 용기내부보존 방법의 신빙성을 포함한다. 위와 같은 입장에 대하여 Commission이 언급한 것은 아직 없다. '원자로용기가 파손되어 노심용융물이 용기외부로 방출되어도 격납건물이 파손되지 않을 것이다'라는 것을 증명하는 결정론적 분석들을 미국 NRC Staff는 웨스팅하우스로부터 추가적으로 제시받기로 하였다. 이에 대한 웨스팅하우스의 입장 [30]은 핵연료-냉각수 상호작용(FCI), MCCI 등의 용기외부 현상들에 대한 평가를 포함시켜 NRC Staff의 권고를 따르려는 것이다.

IVR방법의 신빙성이 보장되기 위해서는 NRC Staff이 지적한 다섯가지의 기술적 미해결점들 [4]의 해결이 요구된다. 그러나, 이러한 점들이 기술적으로 해결되어 IVR방법의 신빙성이 허용받기까지는 장기적 기간이 소요될 것 같다. 그러므로, NRC의 입장도 IVR방법의 성공여부에 관심두는 것 보다는 IVR방법이 실패할 경우에 용기외부 현상들이 격납건물의 건전성에 미칠 수 있는 충격량에 초점을 두고 있다. 즉, RPV가 파손될 경우에도 격납건물용량의 여유분이 충분하다는 것이 보여지기를 NRC Staff는 요구하고 있다.

4 기술 측면에서 본 용기내부보존 개념

4.1 용기내부보존 개념의 신빙성

IVR방법의 신빙성을 확보하기 위해서는 RPV의 파손모드를 파악하는 것이 필요하다. 이는 RPV의 건전성

확보가 IVR방법의 성공을 위해서는 필수적이기 때문이다 (표 3).

피동형-설계에 적용된 IVR방법에서조차도 IVR방법의 신빙성이 확보되려면, 해결되어야 될 기술적 미해결점들이 다음과 같이 알려져 있다 [4]: (1) 실험데이터의 척도(Scaling)문제와 적용가능성; (2) RPV 절연체가 냉각메커니즘에 미치는 영향; (3) 열전달계수들의 불확실성; (4) 고온에서 RPV의 물성치 및 RPV의 강도; (5) IVR방법실패의 경우에 용기의부증기폭발이 격납건물에 주는 영향.

표 3 RPV하부헤드의 건전성에 영향을 줄 수 있는 용기파손 모드 (PWR에서)

| | RPV 하부헤드 파손모드 | 용기내부현상들 | 비고 |
|-----------|---|--|---|
| 참고문헌 [8] | Energetic (FCI) Failure HPME Failure Melt-through mode | 용기내부증기폭발 발생 고압조건에서 Creep 발생 (1) 고압에서; 저압에서 RPV벽의 용융 (2) 저압에서 RPV벽의 용융 | 알파모드 격납건물 파손. DCH현상, 수소연소현상. Gross RPV Failure, Pool. Local RPV Failure. |
| 참고문헌 [16] | Energetic (FCI) Failure Creep Rupture Failure | 용기내부증기폭발 발생 고압조건에서 용융물 냉각/급냉 실패 | |
| 참고문헌 [31] | Temperature-induced mode Gravity-induced mode Dump mode | 고압조건에서 Creep 발생 고압조건에서 RPV벽과 제트-충돌 발생 고온조건에서 RPV벽에서 Creep 발생 | HPME Failure Pour Creep Rupture Failure |
| 참고문헌 [32] | Melt-through mode Creep Rupture-induced mode | (1) 고온의 RPV벽에서 Creep 발생; (2) 관통용접부의 파손 용기내부에서 용융물 냉각/급냉 실패 | Penetration Failure RPV하부에 관통관있을 경우. 관통관의 사출 현상. |

IVR방법이 적용되고 있는 피동형 원전들의 설계특성을 검토한 결과, IVR방법이 더 성공적으로 개량형-설계에 적용될 수 있으려면 다음과 같은 사항들이 충족되어야 한다 [33]: (1) RPV를 냉각시키려면, 공동을 침수시켜 RPV가 물에 잠기게해야 한다; (2) 냉각수 유입과 증기방출을 허용하려면, RPV외벽과 RPV절연체 사이에 충분한 틈새를 두어야 한다; (3) RPV하부에 관통관이 있을 경우에 대응되는 RPV파손 모드의 발생을 방지하고 이 관통관이 RPV하부헤드의 외벽에서 일어나는 열저거메커니즘에 끼칠 수 있는 악영향을 제거하려면, RPV 하부 헤드부분에 무관통설계가 도입되어야 한다.

그러므로, 실험원전에 IVR방법을 도입하려면, 피동형-설계에서는 IVR 방법의 신빙성을 확보하는 노력이 요구되는 반면에, 개량형-설계에서는 이와 같은 IVR 방법의 적용성 뿐만 아니라 IVR 방법의 신빙성을 확보하는 노력과 비용이 요구된다. 이러한 투자는 IVR방법이 성공적으로 도입되는 경우에 아래에 논의되는 유용성 덕분에 환원될 수 있을 것이다.

4.2 용기내부보존 개념의 유용성

앞에서 논의된 IVR방법의 신빙성이 입증될 수 있다면 다음과 같은 IVR방법의 잇점 [33]이 얻어질 수 있다: (1) 설계단순화를 통하여 발전소경제성이 향상되므로 원전의 경쟁력이 높아진다; (2) 용기의부현상들의 발생회피를 통하여 사고결말이 완화된다.

5 결 론

앞에서 검토한 용융물 냉각가능성/급냉가능성의 정점해결과 관련하여 KNGR-설계가 선택할 수 있는 가능한 대안전략들이 그림 1에 주어졌다. 가용하면서 적합한 방안을 찾기 위해서 앞으로 제안된 전략들의 종합적 평가작업이 이행되어야 한다.

IVR개념의 피동형-설계적용을 검토함으로써, KNGR-설계에 적용하는 것과 관련하여 아래와 같이 두가지 측면(즉, 규제측면에서 (1), (2); 기술측면에서 (3), (4))에서 몇가지 권고사항이 제시될 수 있다:

(1) IVR방법이 피동형-설계인 핀란드의 Loviisa VVER440 원전에 도입되어 실행되고 있으므로 [1], 이 사례

의 검토가 요구된다. 그럼으로써, 용기내부보존개념의 신빙성에 대한 의문으로 제기된 기술적 미해결점들이 어떻게 다루어지고 있는지 파악될 수 있을 것이다. 또 IVR방법이 반영된 피동형 AP600-설계가 인허가를 위하여 검토되고 있는 중이므로, 이와 관련된 NRC거동의 파악이 요구된다;

(2) IVR개념에 대하여 세계적으로 관심이 모아지고 있으며, 또한 앞으로 이 IVR방법의 신빙성의 확보가 예상된다. 이같은 추세로 보아 머지않은 장래에 IVR방법이 규제측면에서 입증된 방법이 될 것이다. 그때를 대비하여 설계변경 가능성에 따른 피해를 줄이려는 대책마련이 요구된다;

(3) IVR방법이 실패하면 발동되는 메커니즘인 용기외부 냉각가능성/급냉가능성의 불확실성에서 기인되는 격납건물에 대한 충격량의 불확실성을 줄이려는 관점에서 MACE 프로그램의 실험결과를 검토하는 것이 요구된다;

(4) 용기외부 냉각가능성/급냉가능성 쟁점을 해결하려고 제안된 IVR방법과 관련하여 미국 NRC의 관심은 IVR방법의 유용성이 아닌 IVR방법의 신빙성에 있다. 그러므로 개량형에 적용될 수 있는 IVR방법의 신빙성을 확보하기 위해서는, IVR방법과 관련된 인식론적 불확실성(Epistemic Uncertainty)의 정량적 취급단계에서 계산지원도구로서 개량형-설계에 고유한 *PSA Level 2* 방법이나 *ROAAM* [34, 35, 36]과 같은 확률론적 방법론의 개발이 요구된다. 이를 위해서 피동형-설계에 대해 개발된/되고 있는 정량화 방법론의 파악이 도움될 수 있다.

참고문헌

- [1] O. Kymäläinen, H. Tuomisto, and T. G. Theofanous, In-vessel melt retention as a severe accident management strategy for the Loviisa nuclear power plant, in the 24th WRSW, Bethesda, Maryland, October 21-23, 1996.
- [2] 서균렬, In-vessel debris retention, Neutopia vol. 6, 6-7, January 15, 1997.
- [3] 서균렬, SONATA-IV, Neutopia vol. 5, 6-7, November 15, 1996.
- [4] USNRC, SECY-95-172: Technical issues pertaining to the Westinghouse AP600 standardized passive reactor design, June 30, 1995.
- [5] O. Kymäläinen, In-vessel melt retention as a severe accident management strategy for the Loviisa nuclear power plant, Seminar material presented at KEPRI on November 12, 1996, KEPRI, 1996.
- [6] P.-J. Meyer, SWR 1000: Concept on control of severe accidents, presented in IAEA TCM on Impact of Severe Accidents on Plant Design and Layout of Advanced Water Cooled Reactor, Vienna, October 21-25, 1996.
- [7] J. P. Py, Current status of the European pressurized water reactor-EPR, in 5th IWGATW Meeting, 11p., Vienna, August 31-September 2, 1993.
- [8] H. Alsmeyer et al., Molten corium/concrete interaction and corium coolability - A state of art report, EUR 16649 EN, 1995.
- [9] D. H. Cho, Overview of severe accident: Design issues and current status, Seminar material at KEPRI on September 19, 1996, Argonne National Laboratory, 1996.
- [10] A. I. van Heek, Market introduction of innovative reactors, in Proceedings of the SFEN/ENS International Conference TOPNUX 96, Vol.2 pp.293-301, Paris, France, September 30-October 2, 1996.
- [11] B. W. Jerng and C. S. Byun, Considerations of severe accidents in the design of Korean Next Generation Reactor, IAEA TCM Meeting, Austria Vienna, October 21-31, 1996.
- [12] S. Oh, Severe accident mitigation consideration for KNGR, Internal KEPRI Report, November 1996.
- [13] OECD NEA, Probabilistic safety assessment for assessing nuclear safety: An analytical tool for assessing nuclear safety, NEA Issue Brief No. 8, OECD, Paris, January 1992.
- [14] 정동욱, IAEA Technical Committee Meeting 및 Advisory Group Meeting 참가 해외출장결과보고서, 1996년 11월.
- [15] K. Porkholm, M. Haenninen, E. K. Puska, J. Ylijoki, APROS code for the analysis of NPP thermal-hydraulic transients, Trans. ANS 66, 583-584, 1992.
- [16] H. Tuomisto and T. G. Theofanous, A consistent approach to severe accident management, Nuclear Engineering and Design 148, 171-183, 1994.
- [17] USNRC, SECY-96-128: Policy and key technical issues pertaining to the Westinghouse AP600 standardized passive reactor design, June 12, 1996.

- [18] USNRC, SECY-93-087: Policy, technical, and licensing issues pertaining to evolutionary and advanced light-water reactor ALWR designs, April 2, 1993.
- [19] 박해림, Private Communication, November 1996.
- [20] 박영섭, Private Communication, December 1996.
- [21] 김종학, Private Communication, November 1996.
- [22] EPRI, Chapter 5: Engineered safety systems, Section 6.6.3.2: Cavity sizing to promote long-term debris coolability, in Advanced light water reactor utility requirements document Vol. II, Rev.7, Palo Alto, Dec. 1995.
- [23] 박종운, Private Communication, December 1996.
- [24] 변충섭, Private Communication, December 1996.
- [25] F. Carpentino, Concrete erosion, in the Letter faxed to Mr. C. H. Kim on October 23, 1996.
- [26] EPRI, Chapter 6: Building design and arrangement, Section 4.3.2.6: Reactor vessel cavity/drywell, in Advanced light water reactor utility requirements document Vol. II, Rev.7, Palo Alto, Dec. 1995.
- [27] 김태영, Private Communication, March 1997.
- [28] S. Levi et al., Assessment of ex-vessel debris coolability, Report prepared for EPRI Nuclear Division & DOE Advanced Reactor Severe Accident Program, Final Draft, September 30, 1991.
- [29] S. J. Oh, Severe accident mitigation trend in U.S., Seminar material presented at KEPRI on December 10, 1996, KEPRI, 1996.
- [30] B. A. McIntyre, AP600 licensing status, Seminar material on October 16, 1996.
- [31] 진영호, 김동하, 박수용, 송용만, 이광원, A quantification review of severe accident phenomena in nuclear power plants, KAERI/AR-353/92, KAERI, February 1992.
- [32] EPRI, Severe accident management guidance technical basis report, Vol.2 Appendix M, TR-101869, Dec. 1992.
- [33] F. Parozzi, Transient and long-term heat removal from the corium mass following a severe accident, in Proceedings of the SFEN/ENS International Conference TOPNUX 96, Vol.2 pp.314-325, Paris, France, September 30-October 2, 1996.
- [34] J. H. Scobel, T. G. Theofanous, and S. W. Sorrell, Application of the risk-oriented accident analysis methodology (ROAAM) to severe accident management in the AP600 advanced light water reactor, in Proceedings of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment, 915-923, Park City, Utah, September 29-October 3, 1996.
- [35] T. G. Theofanous, On the proper formulation of safety goals and assessment of safety margins for rare and high-consequence hazards, Reliability Engineering and System Safety 54, 243-257, 1996.
- [36] T. G. Theofanous, Appendix A: Dealing with phenomenological uncertainty in risk analysis, in In-vessel coolability and retention of a core melt, by T. G. Theofanous, C. Liu, S. Additon, S. Angelini, O. Kymaelaeninen, T. Salmassi, DOE/ID-10460, November 1994.

용어 정의

| | |
|---------|---|
| ALWR | Advanced Light Water Reactor |
| CARD | Center for Advanced Reactors Development, KEPRI |
| COASIS | COrium Attack Syndrome Immunization Structures |
| COMSORS | COre Melt SOurce Reduction System |
| DCH | Direct Containment Heating |
| EPR | European Pressurized water Reactor |
| EPRI | Electric Power Research Institute |
| ERVC | External Reactor Vessel Cooling |
| FCI | Fuel-Coolant Interactions |
| HPME | High Pressure Melt Ejection |
| IAEA | International Atomic Energy Agency |
| ICR | In-Cavity Retention |
| IRVC | Internal Reactor Vessel Cooling |
| IRWST | In-containment Refuelling Water Storage Tank |
| IVO | Imatran Voima Oy, Helsinki (Finland) |

| | |
|-----------|---|
| IVR | In-Vessel Retention |
| KEPRI | Korea Electric Power Research Institute |
| KNGR | Korean Next Generation Reactor |
| MACE | Melt debris Attack and Coolability Experiments |
| MCCI | Molten Core-Concrete Interactions |
| PSA | Probabilistic Safety Assessment |
| PWR | Pressurized Water Reactor |
| ROAAM | Risk-Oriented Accident Analysis Methodology |
| RPV | Reactor Pressure Vessel |
| SAMG | Severe Accident Management Guidance |
| SCORE | System of CORium RESolidification |
| SDS | Safety Depressurization System |
| SONATA-IV | Simulation Of Naturally Arrested Thermal Attack In Vessel |
| URD | Utility Requirements Documentation |
| US NRC | United States Nuclear Regulatory Commission |

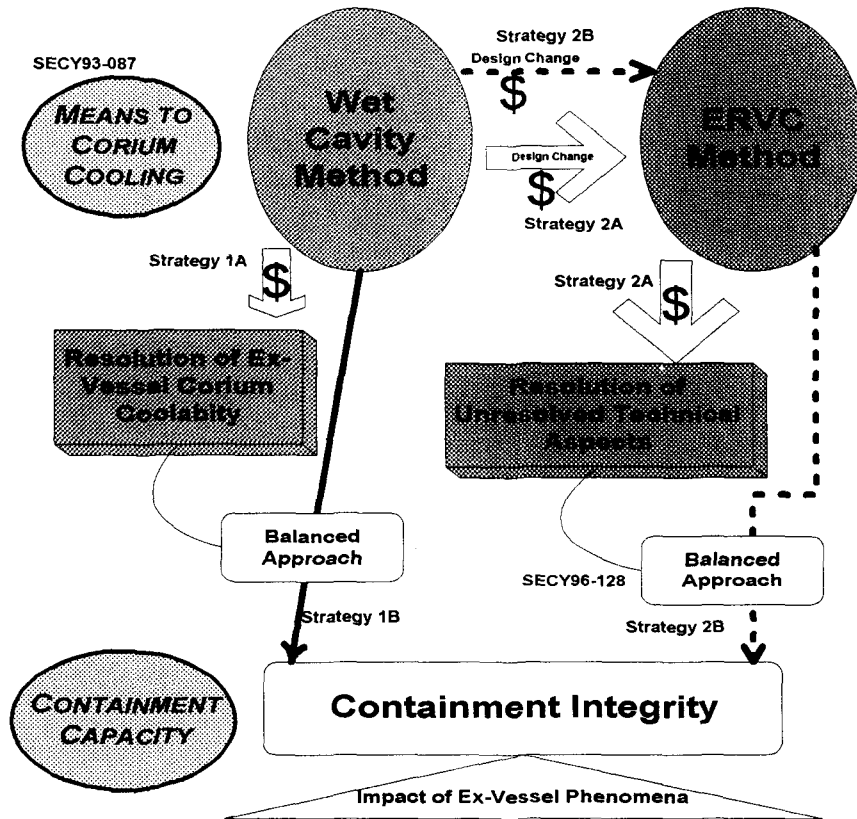


그림 1 용융물 냉각가능성 쟁점에 대한 KNGR-설계대안의 전략들