

신형원전 중대사고 대처설계에 대한 안전성 영향평가

The Effect of Severe Accident Mitigation Design on
the Containment Performance for Korean ALWR

나장환, 이재성

한국전력공사 전력연구원

대전시 유성구 문지동 103-16

임학규, 김재갑

한국전력기술(주)

경기도 용인시 구성면 마북리 360-9

요 약

신형원전 중대사고 대처설계의 유효성 및 안전목표를 확인하고 표준설계 인증을 위해 격납건물 성능분석이 완료되었다. 특히 신형원전은 중대사고 대처설계를 기본요건으로 설정하여 주기적으로 성능분석을 수행하고 이를 설계에 반영한 국내 최초의 원전이다. 이들 설계 목표 달성을 위해 설계단계별 주기적 평가에 의해 안전성을 개선하기 위한 설계대안을 제시하였다. 표준설계에 대한 분석결과 후기 격납건물 파손 및 우회사고시의 파손빈도가 기존원전에 비해 크게 감소하는 것으로 나타났다. 격납건물 성능향상 관점에서 수소제어계통, 원자로공동 충수계통, 격납건물 살수보조계통, 원자로용기 외부냉각 등 신형원전 설계에서 채택한 주요 설계안에 대해 민감도분석을 수행하였으며, 본 논문에 이들 각 계통의 안전성 영향을 제시하였다.

Abstract

The containment performance analysis for Korean ALWR standard design has been performed to confirm the safety goal and to identify the design features vulnerable to severe accidents for the on-going design. The results in terms of conditional containment failure probability show Korean ALWR design does not have any particular vulnerability given core damage sequences. It shows the conditional containment failure probability for full power internal event is less than that of design goal. The late containment failure is much less than 4% for given core damages and that of containment bypass is about 2%. New design features of the Korean ALWR such as hydrogen mitigation system (HMS), cavity flooding system (CFS), and emergency containment spray backup system(ECSBS), external reactor vessel cooling (ERVC), etc. are reflected in Korean ALWR design and is reviewed in this paper to give an insight for the design vulnerabilities and input to the development of accident management. These Korean ALWR specific design features showed the containment performance is significantly enhanced compared with the other PWR plants.

1. 서론

신형원전은 기존원전과는 달리 10CFR50.34(f), SECY-93-087 그리고 Korean Utility Requirements Document(KURD) 등의 인허가 및 설계요건을 반영하여 중대사고 대처설계를 수행하고 있다. 중대사고 대처설계는 노심손상 사고후 원자로용기 및 격납건물 파손에 이르는 일련의 사고시의 현상과 불확실성 요인들을 감안하여 노심손상을 방지하거나 격납건물 건전성 위협요소를 제거 또는 완화시키는 기능을 수행하는데, 새로운 계통 또는 기기선택, 설계기준의 강화, 그리고 심층방어 개념 채택등 다양한 방법으로 구현되고 있다.

중대사고 완화설비는 개량형 및 피동형 신형원전의 중대사고 요건인 SECY-90-016 및 SECY-93-087를 통해 기본방향이 구체화되었으며 중대사고 완화설비에 관한 주요 요건사항은 다음과 같다.

- 수소생성 및 제어요건으로서 100% 핵연료 피복재 산화반응시 격납건물내 수소농도 10% 이하 유지[10 CFR 50.34(f)(2)(ix)]
- 노심파편물 냉각을 통한 바닥콘크리트 용융관통방지 또는 완화설비요건으로 원자로공동 침수계통의 설치[SECY-93-087 ALWR 설계요건]
- 격납건물 과압방지를 위한 격납건물 살수계통의 설치

격납건물 성능분석은 노심손상 이후 격납건물 파손을 유발하는 사고진행 및 핵분열생성물의 외부방출등을 평가한다. 평가결과 발전소 고유설계의 취약성을 파악하여 설계개선하거나 안전성목표 및 인허가요건 만족여부의 판단에 활용된다. 설계개선의 안전성영향은 성능분석에서 사용된 여러가지 가정사항 및 방사선원항의 격납건물내 물리적 반응 및 거동이 분석결과에 미치는 영향을 평가한다. 민감도분석에는 파손유형 및 파손확률에 영향을 미치는 가정변화에 대한 평가가 포함되어 있으며 평가항목은 수소완화계통(HMS : Hydrogen Mitigation System), 원자로용기 내부주입(IVI : In-vessel Injection), 원자로용기 외부냉각계통(ERVC : External Reactor Vessel Cooling), 원자로공동충수계통(CFS : Cavity Flooding System), 격납건물 살수 보조계통(ECSBS : External Containment Spray Backup System)등이 있다.

본 논문에서는 PSA 수행절차에 따라 중대사고 완화계통의 중대사고 대처능력을 평가하여 계통의 효과를 제시하였다. 2절에서는 발전소 손상상태 및 격납건물 사건수목 분석을 통하여 격납건물 파손빈도 및 성능에 미치는 민감도 분석을 수행하였으며, 3절에서는 민감도분석 결과에 영향을 미치는 주요인자들을 파악하여 설계영향을 검토하였다.

2. 격납건물성능 및 민감도 분석

격납건물 성능분석은 발전소 손상상태 파악과 격납건물 파손을 유발하는 사고진행 및 핵분열 생성물의 외부방출 등을 평가하려는데 목적이 있다. 발전소 손상상태의 격납건물내 사고진행을 분석하여 격납건물의 반응 (예: 파손시간, 파손위치, 파손형태 등)을 파악하고 파손빈도 및 사고진행경로 등을 얻는다.

사건수목의 정점사건은 (가)파손시기, 파손유형, 파손위치에 심각한 영향을 미치는 현상관

런 사건, (나)사고진행과정 및 사고환경에 기인된 계통고장 등 격납건물내 거동에 상이한 결과를 초래할 수 있는 중요한 사건으로 구성된다. 신형원전의 중대사고 진행은 표준원전과 같은 대형건식 격납건물 발전소의 일반적인 특성을 가지며, 사건수목 정량화를 위한 분해사건수목으로 고온에 의한 RCS 파손, 원자로용기 파손방지, 급격한 격납건물파손, 조기 격납건물파손, 사고후기 격납건물살수, 노외 노심파편 냉각성, 후기격납건물파손, 원자로공동 용융관통 등으로 구성하였다.

설계개선사항의 민감도분석은 성능분석에서 사용된 방사선원항이 격납건물내 물리적 반응 및 거동에 미치는 영향을 평가하고자 수행되었다. 기존분석에 적용된 가정의 변화가 결과에 미치는 영향을 민감도 분석을 통해 파악하였으며, 격납건물 파손유형 및 전반적인 파손확률에 미치는 영향평가가 포함되었다.(표 1)

표 1. 설계변경 사항의 안전성 영향평가

항 목	비파손	격납건물 파손유형					
		건전	조기파손	후기파손	용융관통	격리실패	우회
빈도	2.17E-06	2.26E-08	9.25E-08	9.07E-09	3.36E-08	4.54E-08	2.03E-07
기준(%)	91.45	0.95	3.89	0.38	1.41	1.91	8.55
HMS 제거 (%)	87.37	1.34	7.60	0.36	1.41	1.91	12.63
변화량(비율)	-4.5	41.0	95.2	-5.3	0.0	0.0	47.7
ECSBS 제거 (%)	87.8	0.95	6.15	0.51	2.65	1.91	12.2
변화량(비율)	-4.0	0.0	58.0	33.5	87.3	0.0	42.3
ERVC 제거(%)	86.6	4.39	5.34	0.52	1.28	1.91	13.4
변화량(비율)	-5.4	361.3	37.2	36.9	-9.6	0.0	57.3
CFS 제거(%)	61.3	0.26	27.3	7.78	1.41	1.91	38.7
변화량(비율)	-32.9	-72.4	601.7	1938.5	0.0	0.0	352.5
IVI 기능제거 (%)	90.3	1.27	4.6	0.48	1.41	1.91	9.67
변화량(비율)	-1.2	33.3	18.1	25.3	-0.1	0.0	13.1

수소제어계통(HMS)

중대사고시 격납건물내에 수소가 집적되지 않도록 하기 위하여 수소점화기와 피동형 촉매 방식의 수소재결합기(PAR)가 설치되어 있다. 수소점화기와 PAR를 포함하는 수소제어계통이 작동되는 동안에는 수소연소(폭발 포함)에 의한 격납건물 파손이 발생하지 않는다. 그러나 각 격실의 수소점화기와 PAR의 다중고장이 발생시는 수소가 축적되면서 수소연소에 의한 격납건물 파손이 가능하다. 수소제어계통이 가용하지 않을 경우에 대한 격납건물 파손빈도의 영향을 평가하기 위하여 HMS가 작동실패한다고 가정하였다. 안전감압밸브(POSRV : Pilot Operated Safety and Relief Valve)가 사이클링 운전하는 과도사건의 경우 수소농도를 10% 이하로 유지하기 위해서는 PAR와 점화기가 모두 필요하며, 이외 사고에서는 PAR만으로도 성공가능한 것으로 모델하였다. PAR 설계에 대한 신뢰도는 일반적인 피동기기 신뢰도 자료를 이용하여 분석하였으며, 점화기 신뢰도는 영광 5,6호기 자료를 이용하였다.

분석결과 파손유형별 조건부 파손확률값은 조기파손의 경우 1%에서 1.3%로, 후기파손의 경우 3.9%에서 7.6%로 조기파손 및 후기파손 확률값이 증가하여 전체 격납건물 파손확률값은 8.6%에서 12.6%로 증가된다. 이는 노심용융물과 원자로용기 바닥콘크리트와의 반응으로 생성된 수소를 제어하지 못하기 때문이다. 수소제어시스템이 가용하지 않는 경우, 저 연소제한치 이하에서의 수소연소가 이루어질수 없고 노심손상 진행시 발생하는 급격한 수소연소로 조기파손시킬 수 있는 충분한 압력이 발생할 수 있다. 따라서 HMS 운전실패는 격납건물 조기파손 및 후기파손 발생확률에 영향을 미치게 된다. 그러나 격리실패 또는 우회시에는 건물내 수소가 축적되기 이전에 건물의 기능이 상실되었으므로 영향을 미치지 않는다.

격납건물 살수 보조시스템(ECSBS)

격납건물 살수시스템(CSS)은 사고시 건물내부 열을 제거하는 가장 효과적인 시스템이다. MAAP 코드를 이용한 열수력분석 결과에 의하면 건물 열제거실패 사고시 과압파손이 발생하는데 필요한 시간은 최저 약 40여 시간이다. 살수회복의 영향을 평가하기 위하여 과압에 소요되는 시간과 살수시스템이 기능상실되는 사건에 근거하여 격납건물 파손전에 살수시스템이 회복될 수 없다고 가정하여 살수시스템의 회복(ECSBS 운전)이 실패하는 것으로 하였다. ECSBS에 의하여 열제거가 회복되지 않는 경우, 조건부 후기파손 방출확률은 3.9%에서 6.2%로 약 58.0% 증가되었으며 전체 격납건물 파손확률값은 12.2%로 증가되고 조기파손, 우회 등의 영향은 변하지 않고 후기파손빈도에 영향이 있는 것으로 분석되었다.

원자로용기 외부냉각(ERVC)

원자로용기 외부냉각은 원자로용기의 고온관 높이까지 원자로공동을 침수시켜 원자로용기 하부헤드의 침수냉각을 수행한다. ERVC 냉각을 위한 모델링은 MAAP 분석결과 및 사고관리 전략에 따라 수행되었다. 신형원전에서 처음 도입되는 ERVC 운전을 위한 사고관리 전략은 1) 노심출구온도가 1200°F에 도달하면 안전감압밸브를 이용하여 감압을 수행하며 감압 성공시 정지냉각펌프를 이용하여 원자로공동을 충수하고 충수실패시는 원자로공동 침수시스템으로 원자로공동을 충수하는 안을 제시하고 있다. 또한 ERVC는 감압된 조건에서만 성공가능하여 안전감압에 의해 150 psia 이하로 감압시 외부냉각에 의한 원자로용기 파손방지가 성공하는 것으로 분석하였다. ERVC를 위한 냉각수 주입방안의 대안설계를 위해 3가지 설계안의 운전타당성, 신뢰성을 비교 검토하여 정지냉각시스템/CVCS를 이용한 충수 및 수위유지(1안)를 채택하였으며, 설계최적화에 따라 성능분석을 위한 계통운전 절차를 표 2의 사고관리 방안에 따라 개략적으로 표시하였으며 세부적인 내용은 상세설계 단계에서 확정 개발될 것이다.

- 1안) 정지냉각펌프(SCP)를 이용한 초기침수 및 분산공급펌프를 이용한 비등냉각수 보충
- 2안) 격납건물 살수 보조시스템(ECSBS)을 이용한 충수
- 3안) ERVC를 위한 전용 소형펌프 추가 설치

ERVC에 의한 원자로용기 외부냉각의 격납건물 파손에 대한 영향 분석결과, ERVC에 의한 원자로용기의 외부냉각이 실패하는 경우, 조건부 조기파손 방출확률은 1%에서 4.4%로 증가되었다. 즉, 조기파손 가능성이 크게 증가되었고 용융관통 방출확률은 0.4%에서 0.5%로 증가되었다. 따라서 원자로용기 파손방지에는 원자로용기 외부냉각이 효율적이며, 노심용융

물의 냉각성 향상에 따라 원자로 공동바닥 용융관통, 비응축성 기체발생에 의한 격납건물의 가압과 발생하는 가연성기체의 연소 및 폭발로 인한 파손을 방지하기 위한 원자로용기 외부 냉각은 효과적인 것으로 판단된다. 또한 원자로용기 외부냉각으로 인하여 용기내 용융물 보존과 용기외 용융물 냉각으로 사고완화에 긍정적인 영향을 주게 되는 것으로 분석되었다.

표 2. 격납건물 성능분석에서 고려된 원자로용기 외부냉각운전을 위한 계통운전

주요 내용	절 차
ERVC 운전시점	노심출구 열전대(CET) 온도 = 1200 °F
원자로공동초기침수 (SCP/IRWST)	<ul style="list-style-type: none"> ○ IRWST 냉각을 수행중인 경우 <ul style="list-style-type: none"> - SIS-XXs 밸브 전원연결 - SIS-XXs 밸브개방 및 우회밸브 차단 ○ 안전주입 및 RCS 장기냉각을 수행중인 경우 <ul style="list-style-type: none"> - 안전주입 및 장기냉각 수행 ○ ERVC가 설치트레인의 SCP가 살수 수행중인 경우 <ul style="list-style-type: none"> - SIS-XXs 밸브 전원연결 - SIS-XXs 폐쇄 및 개방 - 살수 격리밸브 폐쇄 및 SI-XX 개방 ○ ERVC가 설치된 SCP가 사용되고 있지 않는 경우 <ul style="list-style-type: none"> - IRWST 냉각을 위한 배관 정렬 - SIS-XXs 밸브 전원연결 - SIS-XXs 개방 및 우회밸브 차단
비등냉각수 보충 (BAMP/IRWST)	<ul style="list-style-type: none"> ○ SCP 정지 ○ CVCS 밸브 폐쇄 ○ CVCS-210Y, CVCS-649, CVCS-126, CVCS-509 개방 ○ BAMP 기동

원자로공동 충수계통(CFS)

CFS는 기본설계 단계에서는 능동 및 피동형 CFS 계통이었으나 설계최적화에 따라 피동형 CFS 계통이 제거되었다. 따라서 능동형 CFS만에 의한 격납건물 파손에 대한 영향을 평가하였으며, CFS에 의한 원자로 공동충수가 실패하는 경우, 조건부 용융관통 방출확률은 1%에서 7.8%로 증가되었고 후기파손 방출 확률은 0.4%에서 27.3%로 증가되었다. 따라서 원자로 충수계통은 용융관통과 후기파손에 영향이 있는 것으로 분석되어 피동형 CFS를 제외한 능동형 CFS만으로도 원자로용기 파손 및 용융관통 방지에 여전히 효과적인 것으로 나타났다.

원자로용기내 주입(IVI)

안전주입계통에 의한 원자로용기내 냉각수 주입은 노심손상 후에도 용기의 파손을 방지하고 사고를 완화시키는 역할을 한다. 원자로용기내 냉각수 주입의 영향을 평가하기 위하여 원자로용기내 냉각수 주입이 실패한다고 가정하였다. 즉, 용기내 냉각수 주입이 안되는 경우 원자로용기내 용융물 보진이 실패하게 되어 원자로용기의 파손이 발생하며 격납건물 파손확률이 증가하게 될 것이다. 원자로용기내 냉각수 주입이 실패하는 경우, 조건부 조기파손 방출확률은 1%에서 1.3%로 증가되어 조기파손 방출 가능성은 약 33.3% 증가되었으며, 용융관통 방출확률은 0.4%에서 0.5%로 증가되었다. 따라서 격납건물 파손확률값은 8.6%에서 9.7%

로 증가되었고 격리실패와 우회등의 방출확률은 거의 변하지 않는것으로 분석되어 조기파손과 용융관통에 의한 방출은 원자로용기내 냉각수 주입기능에 영향을 받는 것으로 나타났다.

3. 신형원전 설계영향 검토

신형원전 중대사고 대처설계 관련 기본설계 이후 설계최적화시 일부 설계가 변경되었으며, 주요 전출력 내부사건의 격납건물 파손빈도에 미치는 설계변경 영향을 분석하였다.

- 수소제어계통(HMS) : 수소폭발을 방지하기 위한 수소점화기(Ignitor 10개) 및 PAR(21개) 설치에 의하여 수소폭발 발생 가능성을 감소시켰을 뿐 아니라 수소연소에 의한 격납건물 과압을 방지하여 수소연소와 관련된 파손가능성을 감소시켰다.
- 원자로용기 외부냉각계통(ERVC) : 정지냉각계통 펌프로 원자로용기 캐비티충수 및 봉산보충펌프(BAMP)로 수위를 유지함으로써 원자로용기의 파손을 방지하고 원자로용기가 파손된 경우, 원자로공동의 노심용융물이 침수되므로 사고완화에 효과적이다.
- 격납건물 살수보조계통(ECSBS) : 중대사고시 격납건물내 열을 제거하는 계통으로 격납건물살수계통이 운전실패할 경우, 과압에 의한 파손을 방지하는데 매우 효과적으로 분석되었다.
- 원자로공동 충수계통(CFS) : 기본설계시 능동형 및 피동형 CFS 계통으로 설계되었으나 설계최적화에 따라 피동형 CFS 계통을 제거하고 능동형 CFS 계통만 적용하였다. 능동형 CFS 계통영향 분석결과 원자로공동 충수에 의한 냉각이 사고완화에 여전히 효과적인 것으로 나타났다.

이러한 중대사고 완화계통의 효과에 의하여 기존원전에 비하여 매우 낮은 수준의 격납건물 파손빈도가 도출되었다. 전출력 내부사건에 의한 조건부 격납건물 파손확률(CCFP)은 기존원전의 24.5%에 비하여 상당히 낮은 8.6%이며, 그림 1에 기존원전 대비 신형원전의 각 손상유형별 파손확률을 나타내었다. 파손유형별 조기파손, 후기파손, 용융관통, 격리실패, 및 우회에 의한 파손빈도는 설계대안에 대한 영향평가와 함께 표 1에 기술되었으며, 손상유형별 분석결과는 다음과 같다.

조기파손의 가능성은 1.0%이다. 조기파손은 우회와 같이 방사선원항 관점에서 매우 중요하기 때문에 가능성이 희박하여도 중요하게 취급된다. 조기파손은 수소폭발이나 직접가열(DCH)등이 주요원인이며 신형원전에서는 일반적인 대형건식 격납건물의 PWR과 마찬가지로 조기파손확률이 매우 낮으며 수소폭발을 방지하기 위한 수소점화기 설치 및 DCH를 억제하는 원자로공동의 구조에 의한 조기파손가능성의 감소효과는 안전성향상에 크게 영향을 미치지 않는다.

후기파손의 발생가능성은 3.9%이나 조기파손에 비하여 비상조치를 취할 수 있는 시간적 여유가 있으며 핵종 붕괴로 소외피폭량이 감소되기 때문에 심각성이 상대적으로 적다. 후기파손 발생은 후기 수소연소 및 증기과압이 주된 원인이다. 원자로공동이 침수되고 살수가 실패하면 침수된 노심용융물로 인하여 증기가 지속적으로 발생하여 궁극적으로 파손이 발생하는 것으로 분석되었다. 또한 노심용융물이 침수되지 않았다면 노심용융물/콘크리트(MCCI : Molten Corium Concrete Interaction)에 의하여 수소가 발생하며 수소제어계통이 작동하지

않는 경우 수소가 축적되면서 수소연소 또는 수소폭발에 의한 파손 가능성이 크다. 그러나 사고진행의 대부분은 수소제어계통 또는 격납건물 살수보조계통을 포함한 열제거기능이 작동하며 이 경우 후기파손 가능성은 매우 낮으므로 후기파손 가능성이 기존 원전에 비하여 감소하였다.

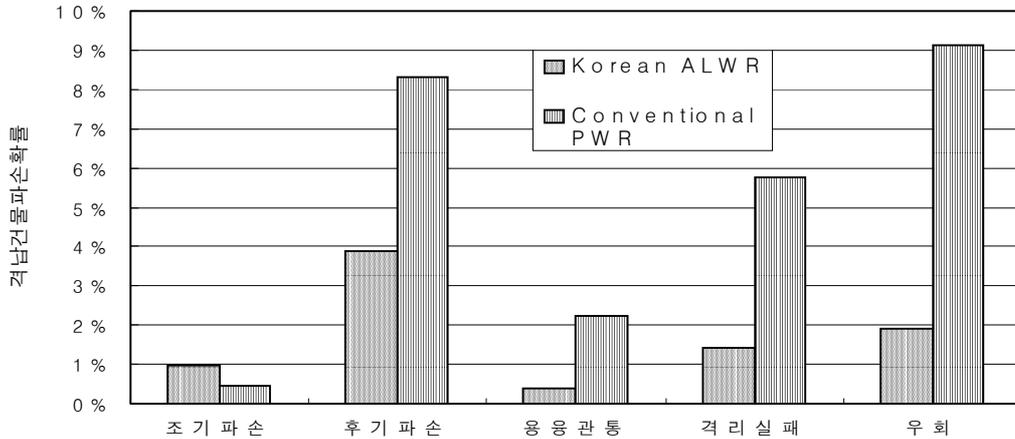


그림 1. 신형원전 및 기존원전 격납건물 파손빈도 비교

원자로공동 바닥 용융관통의 가능성은 0.4%이다. 용기의 용융물 재배치시 원자로 공동이 건조하거나, 침수공동내 용융물이 냉각불가능한 기하형상이면 고온의 용융물이 공동바닥의 콘크리트를 침식시켜 바닥용융관통이 일어난다. 이 파손유형은 발생시점이 매우 늦고, 파손 위치가 지표면 아래이므로 다른 파손유형에 비하여 중요하게 고려되지 않는다.

기존원전과는 달리 신형원전은 중대사고 대응설비들이 설계되어 있다. 따라서, 노심손상시 격납건물 파손빈도가 매우 낮으며 모든 파손유형들의 발생빈도가 큰 차이를 보이지 않는다. 특히 격납건물 보조살수계통(ECSBS) 및 원자로공동 침수계통의 설치로 기존원전에서 빈도가 높은 후기파손 및 바닥용융관통은 매우 감소되었다.

신형원전에서 노심손상시 우회에 의한 기능상실 가능성은 1.9%이다. 기존원전에서는 증기발생기 튜브파손시 우회가 발생하는 것으로 분석하였으나 신형원전에서는 RCS 감압등을 활용하여 노심손상이후 파손된 증기발생기의 격리하여 외부로 방사성물질의 누출을 방지하는 중대사고 관리조치를 고려하여 증기발생기 세관파단시 우회 발생가능성이 감소되었다. 격리실패 발생가능성은 1.4%로 원자로용기 파손전 격납건물 파손이 대부분을 차지하며 기타 격납건물 격리계통 실패에 기인한다.

4. 결론

격납건물 성능 및 설계영향 평가결과 조건부 격납건물 파손확률 관점에서 신형원전은 특별한 설계상의 취약점이 나타나지 않았다. 내부사건 격납건물 파손빈도는 $2.03E-07/ry$ 로 분석되었으며, 분석중인 내·외부사건을 고려시에도 정량적 설계목표인 $1.0E-06/ry$ 이하를 만족할 것으로 예상된다. 격납건물 직접가열(DCH : Direct Containment Heating), 수소폭발, 과압 등 중대사고현상은 일반적으로 기존원전과 마찬가지로 발생할 수 있으나, 이에 의한

격납건물 건전성 위협은 신형원전 원전의 중대사고 대처설계 및 중대사고관리지침에 의하여 기존 원전에 비하여 크게 감소되었다.

격납건물 파손확률과 관련된 설계영향 검토결과, 수소제어계통, 격납건물 살수회복 및 원자로공동 침수의 영향등이 민감한 것으로 분석되었다. 따라서 중대사고 진행방지 또는 완화를 위해 고려된 사고 대응설비(예: 수소점화기, 원자로공동침수계통, 격납건물 살수보조계통, 원자로공동의 개량된 구조)의 설계효과에 따라 신형원전 조건부 격납건물 파손확률이 감소되었고 기존 원전 및 해외 신형원전에 비하여 격납건물 성능은 크게 향상되었다.

격납건물 성능분석을 위한 주요 데이터는 일반적인 PWR에서 적용한 값을 토대로 신형원전 원전의 고유분석 자료를 활용하여 분석하였으며, 원자로용기내 주입 및 노외용융물 냉각등과 관련한 고유의 설계자료는 설계자와 협의에 의해 분석하였다. 이러한 중대사고 완화효과는 향후 상세설계가 진행되고 중대사고 현상관련 불확실성을 제거하기 위한 실험 등에 의해 보완이 필요한 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

- [1] 한국전력공사, "차세대원자로기술개발(II) - 종합분석분야 제3차 안전성 평가보고서", TR.95ZJ16.R1999.177, 1999년 2월
- [2] SECY-93-087, "Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advances Light Water Reactor Design", USNRC, April 1993
- [3] 한국전력공사, "차세대원자로기술개발(III) - 종합안전성평가분야 3단계 제 2차 안전성 평가보고서", TM.99NJ13.P2001.117, 2001년 3월