

일체형원자로의 설계기준초과사건에 대한 규제요건 분석 Analysis of Regulatory Requirements for Beyond Design Basis Events of SMART

김용식, 설광원

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19 (305-338)

요 약

현재 국내에서 개발중인 해수 담수화용 SMART 원자로의 안전성 향상을 위해, 최근 신형원자로 설계의 안전성 심사과정에서 개발되고, 적용된 설계기준초과사건관련 안전규제요건과 피동형원자로의 설계현황을 분석하였다. 그리고 이를 바탕으로 SMART 원자로에 적용 가능한 안전요건을 평가하였다. 원자로 설계측면에서, 노심손상을 예방하는 설비와 사고결과를 완화하는 설비, 격납용기의 성능, 사고관리 등이 분석되었으며, 분석결과 ATWS, 원자로정지운전 중 잔열제거기능상실, Station Blackout, 화재, Intersystem LOCA, 중대사고 현상에 근거한 다양한 사건들이 일체형원자로에도 적용 가능함을 알 수 있었다. 그러나 SMART 설계는 아직 설계기준초과사건들에 대한 체계적인 대응전략이 마련되어 있지 않아 향후 이에 대한 설계 및 안전성 분석이 요구되었다. 본 연구에서 분석된 설계기준초과사건에 대한 안전요건은 일체형원자로 설계단계에서 안전성 증진 노력에 기여할 것으로 예상되며, 향후 안전요건 개발에 기술적인 근거자료로 활용될 수 있을 것이다.

Abstract

To enhance the safety of SMART reactor, safety and regulatory requirements associated with beyond design basis events (beyond BDE), which were developed and applied to advanced light water reactor designs, were analyzed along with a design status of passive reactor. And, based on these requirements, their applicability on the SMART design was evaluated. In the design aspect, severe accident prevention and mitigation features, containment performance, and accident management were analyzed. The evaluation results show that the requirements related to beyond DBE such as ATWS, loss of residual heat removal during shutdown operation, station blackout, fire, inter-system LOCA, and well-known events from severe accident phenomena is applicable to the SMART design. However, comprehensive approach against beyond DBE is not yet provided in the SMART design, and then it is required to designate and analyze the beyond DBE-related features. This study is expected to contribute to efforts to improve plant safety and to establish regulatory requirements for safety review.

1. 서 론

현행 원자력발전소에서 설계기준 초과사건 (Beyond Design Basis Events)에 대한 대처 방안은 기본적으로 설계기준사고에 대한 대처 방안과 상당한 차이를 보여주고 있다. 미국 NRC의 경우, 설계기준사고에 대한 대처방안이 일반설계기준 (General Design Criteria)과 같이 체계적인 규제요건을 설정하여 설계에 반영하고 있는 반면, 중대사고를 포함한 설계기준을 초과하는 심각한 사건에 대해서는 설계에 고유한 안전현안 (Safety Issues)을 도출하여 이에 대응되는 원자력위원회의 지침 혹은 안전목표를 설정하여 설계에 반영하고 있다. 여기서 중대사고 (Severe Accident)라 함은 소위 방사능 결과의 심각성에 관계없이 원자로 노심에 손상을 발생하는 사고를 의미한다.

NRC는 이미 신형원자로 (Advanced Light Water Reactor) 설계단계에서 설계자에게 중대사고에 대한 대처방안을 마련하도록 요구한 바 있다. 노심손상을 야기할 수 있는 중대사고의 발생 가능성을 줄이고 중대사고 이후에 사고결과를 완화시킬 수 있는 방안을 마련하도록 요구한 것이다. 구체적으로 신형원자로 설계의 중대사고에 대한 대처방안으로서 발전소의 확률론적 위험도 평가, 사고의 예방 및 완화 설비, 그리고 사고 관리와 관련된 안전규제 요건 및 지침 그리고 위원회의 승인 지침을 개발하여 설계에 반영한 바 있다. 이는 신형원자로 설계가 이전의 설계보다 높은 수준의 중대사고 안전성을 확보하도록 요구하는 것으로 우리 나라에서도 유사한 수준의 안전성을 요구하고 있는 상황이다. 현재 이와 관련된 규제요건과 지침은 다양한 규제문서들에서 제시되고 있다. 1985년 공포된 중대사고에 대한 정책성명 [1], 1986년의 안전목표 정책성명 [2], 1987년의 표준화 정책성명 [3]에서 제시된 중대사고와 관련된 주요 내용이 규제요건, 10 CFR Part 52 [4]에 포괄적으로 반영된 바 있다. 여기서는 10 CFR 50.34 (f)의 TMI 요건 준수, USI/GSI의 기술적 해결, 설계 고유의 PRA 수행 등을 요구하고 있다. 그리고 중대사고 대처설비의 안전성능에 대해서는 설계 고유의 특성에 근거하여 안전현안을 도출하고 대응하는 규제입장을 원자력위원회의 승인지침 (Commission-Approved Position)으로 SECY 문서 [5,6,7,8]에 제시하고 있다. 특히, 위원회의 승인지침은 중대사고 성능현안을 해결하기 위한 기본적인 안전기준으로서 신형원자로 설계에 반영되고 있으며, 발전소의 안전성 증진에 중요한 기여를 하고 있다 [9]. 한편, IAEA에서도 향후 원자로 (Future Reactors)의 안전성 증진을 위하여 1995년에 중대사고 대처방안과 관련하여 일부 설계안전 원칙을 설정하고 이후 이의 이행을 위한 안전기준들을 제시하고 있다 [10].

따라서 현재까지의 중대사고와 관련된 안전요건을 분석해보면 높은 수준의 안전성을 확보하기 위해 다음의 여러 분야에서 안전요건을 설정하고 설계에 반영시키고 있음을 알 수 있다. 즉, 중대사고의 안전성능 (Severe Accident Safety Performance) 평가, 발전소의 확률론적 위험도 평가 (PRA), 원자로 정지 위험도 (Shutdown Risk) 평가, 그리고 TMI 요건 준수 (10 CFR 50.34 (f)) 와 일반안전 현안/미해결안전현안 (GSI/USI)의 해결을 요구하고 있다. 본 연구에서는 이 중에서 설계측면에서 중대사고 대처설비의 안전성능과 관련된 NRC의 안전요건 및 승인지침을 분석하고 신형원자로의 설계현황을 조사하고자 한다 [11]. 이는 현재 기본설계 개발단계에 있는 우리나라 일체형원자로, SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)에서 고려해야 할 설계기준초과사건과 관련된 안전기준을 체계적으로 분석, 제시하여 설계단계에서 SMART의 안전성 증진 노력에 기여하고자 하는 것이다. 구체적으로 노심 손상을 예방하는 중대사고 예방설비와 사고후 방사능 결과를 제한하는 중대사고 완화설비, 그리고 격납용기에 대한 성능평가와 관련된 안전요건을 종합적으로 분석할 것이다. 이는 결과적으로 일체형원자로의 설계기준 초과사건에 대한 체계적인 대처방안을 마련하는데 도움을 줄 것이다.

2. 중대사고의 성능요건

공공의 건강과 안전을 적절히 확보하기 위해 현재의 규제요건은 원자력 발전소의 설계, 건설, 시험, 운전 및 정비 시에 보수성을 요구하고 있다. 특히, 발생 가능한 사고를 사전에 예방하고, 사고가 발생하는 경우 사고의 결과를 완화하기 위해 심층방어 전략을 요구하고 있다. 또한, 심층방어의 최종 단계로서 발전소 인근 주민의 보호를 위해 추가적인 비상대응능력을 요구하고 있다. 따라서, 기존의 원자로 및 격납용기 계통은 심층방어 전략에 의해 설계되어 어떠한 LOCA에서도 건

달 수 있으며, 10 CFR Part 100의 부지기준과 10 CFR Part 50의 일반설계기준을 만족시키고 있다. 심층방어 전략에 의한 높은 수준의 안전성 확신은 단일고장기준, 다중성, 다양성, 품질보증 및 보수적 모델의 사용과 같은 엄격한 규제요건을 준수하고 있기 때문에 가능한 것이다.

한편, 미국 NRC는 전통적인 설계기준사건을 초과하는 발전소 조건에 대해서도 대처능력을 확보하기 위한 규제요건, 즉 ATWS (10 CFR 50.62), Station Blackout (10 CFR 50.63) 및 Combustible Gas Control (10 CFR 50.44)에 관련된 규제요건을 현안별로 제시하고 있다. 또한, 중대사고 현상에 근거한 사건들을 대처하기 위한 종합적인 규제요건을 10 CFR과 같은 규정으로 제시하고 있지는 않지만, 개별 설계에 대해 원자력 위원회의 승인지침으로 중대사고 현상과 관련된 안전지침을 제시하고 있다. 이상과 같은 설계기준 및 설계기준초과 사건들에 대한 대처방안은 우리 나라에서도 상세한 기술적 요건에서 다소 차이가 있으나 거의 동일한 규제방안을 제시하고, 적용하고 있는 상황이다 [12,13].

일반적으로 중대사고를 대처하기 위한 방안으로는 노심손상 사고의 발생 가능성을 줄이기 위한 중대사고 예방설비 (Severe Accident Preventive Features)와 노심손상 사고 이후에 결과를 완화시키기 위한 중대사고 완화설비 (Severe Accident Mitigative Features), 중대사고 현상과 관련된 하중에서도 격납 구조물이 견딜 수 있고 방사능 기밀기능을 유지하기 위한 격납용기 성능 (Containment Performance Goal), 그리고 사고 과정 중에 운전원이 취해야 할 조치와 관련된 사고관리 (Accident Management)로 구성된다. 다음에는 이러한 중대사고 안전성능과 관련된 NRC의 안전요건을 제시하고, 피동형 원자로 AP 600 설계에 적용된 현황과 일체형원자로에 대한 적용성을 분석하고자 한다.

2.1. 중대사고 예방설비 (Severe Accident Preventive Features)

기존 원자로 및 신형원자로 설계는 환경에 심각한 영향을 초래하지 않으면서 과도 및 설계기준사건에 대처할 수 있는 능력을 확보하고 있다. 그러나, 과거의 운전경험과 확률론적인 위험도 평가에 근거하여 초기 사건과 더불어 붕괴열 제거 혹은 냉각재 재고량이 적절히 제공되지 못하는 경우 노심 노출, 핵연료 과열, 혹은 노심의 산화와 용융이 발생할 수 있음을 보여 주고 있다. 따라서 NRC는 이러한 설계기준 초과사건들에 대한 안전기준을 개발하여 제시하고 있으며, SECY-93-087에서는 이러한 사건들로서 ATWS, Mid-loop Operation, Station Blackout, 화재 및 Intersystem LOCA를 제시하고 있다.

(1) Anticipated Transient Without Scram (ATWS)

원자로보호계통 고장과 함께 발생하는 예상운전과도시 핵연료 또는 원자로냉각재계통 압력경계손상을 피하기 위하여 수동으로 원자로를 정지시켜야 하나, 이 또한 고장이 나 부적절한 노심과열이 발생하는 경우 노심손상으로 이어질 수 있다. ATWS에 대한 규제요건은 10 CFR 50.62로서 이미 설정되어 있으며, SECY-93-087에서 다양성 정지계통 (Diverse Scram System)의 구비를 설계측면에서 요구하고 있다. AP 600 설계는 이러한 다양성 정지계통을 구비하고 있다. SMART 원자로에서도 원자로보호계통 고장과 함께 수반되는 예상운전과도에 대비하여 다양성 정지계통의 구비가 요구되며, 필요시 ATWS 이후의 발전소 거동이 분석되어 안전성이 확인되어야 할 것이다.

(2) Mid-loop 운전

원자로 정지후 보수를 위한 Mid-loop 운전시 잔열제거펌프로 공기가 유입됨으로써 붕괴열제거 기능이 상실될 수 있는 현안에 대해 규제요건에서는 핵연료재장전 및 정지보수기간동안 붕괴열제거 능력을 유지할 수 있는 신뢰성 있는 수단을 구비하도록 요구하고 있다. AP 600에서는 이에 대처하기 위한 비안전관련의 정상 잔열제거계통을 제공하고 있다. Mid-loop 운전관련 현안은 핵연료재장전 기간중 원자로압력용기헤드의 분리 및 노즐댐 설치 등을 위해 원자로냉각재 수위를 낮추는 운전상태에서 발생할 수 있는 것으로서 SMART에서는 원자로냉각재계통의 설계와 핵연료재장전 절차가 상당히 다르기 때문에 이의 적용성이 상세히 평가될 필요가 있다. 그러나 원자로 정지후 잔열제거기능의 상실은 여러 가지 원인에 의해 가능하므로, 사고의 가능성과 이후 사고 대처능력이 SMART 상세설계 과정에서 분석되어야 할 것이다.

(3) Station Blackout (SBO)

소내외정전사고는 발전소내 필수 및 비필수 스위치기어 모선에 공급되는 교류전원의 완전상실사고로서 이에 대한 규제요건에서는 정상적인 안전정지 부하에 전원을 공급할 수 있는 대용량의 대체 교류전원을 구비하도록 요구하고 있다. AP 600 설계는 사건발생후 원자로 안전정지를 수행하는 데 능동설비를 사용하지 않으며 관련 안전계통에는 배터리에 의해 전원이 공급된다. 일부, 안전기능을 수행하는 심층방어용 비안전관련 능동계통에는 다중의 비안전관련 소내전원(디젤발전기)에 의해 전원을 공급하도록 설계하고 있다. SMART의 경우 원자로 안전정지 및 노심냉각에 주로 피동안전계통을 사용하고 있으나, 일부 안전등급의 능동계통과 비안전관련 능동계통을 사용할 것으로 예상이 되며, 이 경우 안전기능을 수행하는 계통들에 대해 SBO에 대처하기 위한 전원 공급이 가능하도록 설비를 구비하여야 할 것이다.

(4) Fire Protection

화재로 인한 원자로 안전정지 기능의 상실을 방지하기 위하여 화재지역에서의 모든 기기들이 화재로 인하여 운전이 불가능하고 복구나 운전조치를 위한 화재지역으로의 재진입이 불가능함을 가정하여 발전소를 안전하게 정지시킬 수 있음을 보장하여야 한다. 또한 연기나 고온의 개스 및 소화제가 운전원 조치를 포함한 안전정지 능력을 방해할 정도로 다른 지역으로 확산되지 않도록 하는 설계가 요구된다. AP 600 설계는 화재후 안전정지의 달성 및 유지를 위하여 비안전관련 정지계통 및/또는 안전관련 피동계통을 사용하고 있다. 이러한 특성 때문에 상기 요건을 만족하며, 환기계통은 화재후 연기 및 기타 연소물질이 안전관련 설비에 악영향을 주지 않는 지역으로 배출되도록 설계하고 있다. 이 화재관련 요건은 SMART 원자로에서도 화재로 인한 위험도를 최소화하기 위하여 적용해야 할 사항이다.

(5) Inter-system LOCA (ISLOCA)

원자로냉각재계통과 연결되어 있는 저압계통 경계에서의 배관파단으로 인한 냉각재 상실을 방지하기 위한 것으로서 저압계통의 극한파단강도를 적어도 원자로냉각재계통 전압력과 같게 설계하는 것이 요구된다. 또한 전압력에 견딜 수 있도록 설계되지 않는 경우에는 압력격리밸브의 누설시험 설비의 구비, 격리밸브가 비여자 되어있을 때 제어실에 밸브위치 지시, 격리밸브가 열린 채 원자로냉각재압력이 저압계통 설계압력에 접근하고 있을 때 제어실 운전원에게 고압력

경보 지시 등이 요구된다. AP 600 설계에서는 저압계통을 원자로냉각재계통 전압력의 0.4배 수준으로 설계함으로써 배관과단 가능성을 최소화하고, 기타 밸브관련 요건 등을 준수함으로써 이 현안을 해결하고 있다. SMART 원자로에서는 기존 격납용기에 더불어 안전보호용기 (Safeguard Vessel)를 설치하고 있으며, 일체형 개념에 의해 저압계통의 파손 가능성이 다소 줄어들 것으로 예상되나, 향후 상세한 설계 진행에 따라 격납용기 외부 저압계통에서의 ISLOCA 가능성을 분석하고 상기 요건들의 준수여부를 평가해야 할 것이다.

2.2. 중대사고 완화설비 (Severe Accident Mitigative Features)

다중고장에 의한 심각한 사고가 발생한 후 노심손상 현상에 근거하여 사고결과를 완화하기 위한 설비들이 마련되어야 하며, 이에 대한 NRC의 안전기준, AP 600 설계현황 및 SMART에의 적용성은 다음과 같다.

(1) External Reactor Vessel Cooling (ERVC)

노심손상을 수반하는 중대사고시 노심 용융물을 노내에 감금하여야 한다는 규제요건은 부과되고 있지 않다. 그러나, 중대사고 완화를 위한 사고관리 방안으로서 노심 용융물의 노내 감금은 안전성 확보의 중요한 전략이다. AP 600에서는 원자로용기 외부에서 내부의 용융물을 냉각하는 개념을 사용하여 노심 용융물이 원자로용기 외부로 유출되지 않게 하고 있다. SMART 설계에서도 Inner Shield Tank와 같이 일부 이 개념을 채택하고 있으나, 아직 상세한 설계나 분석이 수행되고 있지 않으므로, 향후 사고관리 관점에서 심층적인 분석이 요구된다.

(2) Hydrogen Generation and Control

수소제어와 관련된 규제요건은 핵연료피복재 금속이 냉각재와 100% 반응하여 생성되는 등가수소를 제어할 수 있어야 하며, 격납용기 내부 수소농도는 10 % 이하로 제한하는 것이다. 또한, 중대사고에 대비하여 점화기 등과 같은 격납용기 광역 수소제어 수단의 제공이 요구된다. 예기치 않은 수소연소 또는 폭발로 인하여 격납용기 건전성 상실 또는 완화기능의 상실을 야기할 수 있는 지역에 고수소 농도가 집중되지 않아야 하며 안전기능을 수행하는 설비들이 100% 핵연료 피복재 금속-냉각재 반응으로 생성되는 등가수소를 수반하는 환경에 노출되더라도 안전기능을 수행할 수 있음을 보증하는 것이 규제요건으로 설정되어 있다. AP 600은 이와 관련하여 수소제어계통, 점화기 등을 제공하고 있다. SMART에서도 수소제어 재결합기, 피동 점화기 등을 제공하는 것으로 설계하고 있으나, 아직 생성되는 수소량 및 수소제어계통의 성능 등이 상세히 분석되지 않아 향후 이에 대한 분석이 필요한 상태이다.

(3) Core Debris Coolability

노심 용융물 냉각관련 현안에 대한 규제요건은 원자력시설의 중대사고시 노심 용융물의 확산이 용이한 원자로 공동바닥 공간을 제공하도록 요구하고 있으며, 용융물을 냉각할 수 있는 원자로 공동 충수 수단을 제공하도록 요구하고 있다. 또한, 콘크리트 용기나 콘크리트 구조물 요소들이 노심 용융물과 직접 접촉하지 않게 보호되어야 하며, 노심 용융물과 콘크리트간 상호반응으로 야기되는 환경조건 (압력, 온도 등)이 약 24시간 동안 Service Level C (강제 격납용기) 또는

Factored Load Category (콘크리트 격납용기)를 초과하지 않음을 보장하도록 요구하고 있다. 격납용기 성능은 노심용융물과 콘크리트 상호반응으로 인한 환경조건의 불확실성을 수용할 수 있도록 여유도를 갖도록 하고 있다. AP 600은 이와 관련하여 원자로 공동바닥, 공동충수계통, 약 1.8m 두께의 콘크리트 바닥 등이 제공되고 있다. SMART에서는 아직 노심 용융물 냉각을 위해 별도의 원자로 공동바닥을 제공하고 있지는 않으나, 냉각수로 채워진 Shield Tanks와 철제로 강화된 격납건물 바닥 설계 등이 제안되고 있어 향후 상세한 분석이 이루어져야 할 것이다.

(4) High Pressure Core Melt Ejection (HPME)

격납용기 직접 가열현상을 방지하기 위하여 규제요건으로는 원자로냉각재계통에 신뢰성 있는 감압계통의 제공을 요구하고 있다. 원자로 공동지역에는 격납용기 상부에 도달하는 분출 노심 용융물량을 감소시킬 수 있는 설계 특성을 제공하여야 한다. 이 설계특성에는 노심 용융물 경로를 바꾸게 하는 구조물 또는 벽의 설치, 원자로공동 하부로부터 격납용기 상부로의 비간접적 경로의 형성 등이 포함된다. AP 600은 자동감압계통, 원자로공동 설계 등에 의해 본 현안을 해결하고 있다. SMART에서는 이와 관련하여 원자로과압보호계통 (ROPS), Shield Tank 등이 제공되고 있는 것으로 고려할 수 있으나 아직 상세한 분석이 이루어지지 않은 상태이다.

(5) Fuel-Coolant Interaction (FCI)

노심손상 과정에서 발생하는 노심용융물과 냉각재의 접촉은 용융물이 급속히 미세한 조각으로 부서지고, 그 에너지를 냉각재에 전달하므로써 증기폭발 및 강력한 충격파를 생성하게 되므로 격납용기의 건전성을 위협할 수 있다. 이 현상에 대한 규제요건과 AP 600 설계 현황 및 SMART 적용성은 2.3 격납용기 성능에서 논의된다.

(6) Containment Bypass

증기발생기 세관파단으로 인한 격납용기 우회 방사능 유출사고에 대한 규제요건은 증기발생기 세관파단으로 인한 격납용기 우회누설을 최소화할 수 있는 설계설비를 갖추도록 요구하는 것이다. AP 600 설계에서는 이 요건을 충족하기 위하여 자연현상에 기초하는 신뢰성 높은 증기발생기 쉘측 열제거계통, 증기발생기 감압밸브 방출수의 일부를 격납용기로 회수하는 계통, 관련 안전밸브 설정치 증가와 함께 증기발생기 쉘측 내압성능 향상 등의 설계대안을 평가하였다. 결과적으로 가능한 여러 가지 설계설비를 통해 다수의 증기발생기 세관파단으로 인한 노심손상빈도 및 방사학적 결과를 크게 낮출 수 있는 것으로 평가되어 추가의 설비는 요구되지 않았다. SMART의 경우에는 증기발생기와 이차측 설계가 기존과 상당히 다른 설계개념을 가지고 있지만, 다수의 증기발생기 세관파단으로 인한 노심손상의 가능성과 방사성 물질의 격납용기 우회 가능성을 분석하고, 필요시 사고의 결과를 최소화할 수 있는 방안이 마련되어야 할 것이다.

(7) Equipment Survivability

중대사고 환경에서 안전기능을 수행하는 설비들이 생존할 수 있도록 하기 위한 요건으로서 관련 설비들이 중대사고 환경에서 필요로 하는 시간동안 관련 기능을 발휘할 수 있음을 보증하도록 요구하지만, 중대사고 완화를 위해 제공되는 설비는 기존의 설계기준 사고를 대처하는 설비들에 적용되는 환경검증요건, 품질보증요건 및 다중성/다양성 요건을 적용하지 않아도 된다.

AP 600 설계의 중대사고시 작동이 요구되는 설비 및 계측기들은 관련 중대사고 환경에서 필요한 시간 동안 운전 가능하도록 환경검증과정을 거치도록 하고 있다. SMART 원자로에서도 발생 가능한 심각한 중대사고 환경에서 설비의 생존성에 대해 환경검증 요건을 준수해야 할 것이다.

(8) Containment Vent Penetration

원칙적으로 격납용기 과압보호 관점에서 규제요건에서는 격납용기 배기시스템의 제공을 요구하고 있다. 다만, 허용 가능한 해석을 통해, 격납용기 성능목표를 만족시키는 데 있어서 배기를 사용할 필요가 없다는 것을 입증하면 배기시스템의 제공은 요구되지 않는다. AP 600 설계의 경우 가장 심각한 중대사고 경위에 대해서도 격납용기에 과압이 발생하지 않는 것으로 해석됨에 따라 격납용기 배기설비를 갖추지 않고 있다. SMART 원자로의 경우, 안전보호용기의 체적이 상대적으로 작아 과압의 가능성이 높으므로 중대사고 경위에 대해 격납용기 과압 발생의 여부를 상세히 분석하고, 필요시 배기시설을 구비해야 할 것이다. 현재 격납용기과압보호시스템(COPS)이 제공되고 있지만 상세한 분석은 이루어지지 않은 상태이다.

2.3. 격납용기 성능 (Containment Performance Goal)

격납용기 성능목표는 격납구조물이 중대사고 현상과 관련된 하중에 대해서도 높은 신뢰성으로 견딜 수 있고, 격납용기로부터 결정적인 방사능 유출의 잠재성을 낮게 유지하고자 요구되는 안전요건이다. 이러한 격납용기 성능에는 중대사고에 의해 노심손상이 시작되는 시점부터 약 24 시간 동안 격납용기의 건전성을 유지해야 한다는 결정론적 성능목표와 PRA에서 평가된 모든 노심손상 사고전개를 고려하여 조건 격납용기 고장확률 (Conditional Containment Failure Probability, CCFP)이 0.1보다 작을 것을 요구하는 확률론적 성능목표로 구성되어 있다.

(1) 결정론적 격납용기 성능목표

결정론적 격납용기 성능목표는 격납용기가 중대사고 상황에서 노심손상 개시후 약 24 시간 동안 신뢰성 있고 누설밀봉이 되는 방호벽 (예로서, 강제 격납용기의 경우 격납용기 응력이 ASME Service Level C 제한치를 초과하지 않아야 하며, 콘크리트 격납용기의 경우 Factored Load Category를 초과하지 않아야 함) 역할을 유지하여야 하고, 그 이후에도 제어불능의 핵분열생성물 유출에 대비한 방호벽 기능을 계속 제공하여야 한다는 것이다. AP 600의 철제 격납용기 설계는 이 요건을 준수하고 있으며, SMART의 격납용기시스템 설계도 향후 이의 준수 여부가 분석되어야 할 것이다.

(2) 확률론적 격납용기 성능목표

격납용기의 성능이 허용 가능한 수준을 유지하고 있는지를 확인하고 격납용기 고장의 주요 기여인자를 도출하기 위하여 확률론적인 격납용기 성능목표가 사용된다. 대량방사능 유출빈도 목표인 $10^{-6}/\text{ry}$ 및 조건 격납용기 고장확률 0.1을 목표로 사용하고 있다. AP 600 설계는 예비 PRA를 통해 CCFP가 0.108, 격납용기 고장빈도가 $10^{-7}/\text{ry}$ 이하로 유지되어 본 요건을 준수하는 것으로 평가하고 있다. SMART의 경우는 강화된 격납용기시스템에 의해 상기 확률론적 격납용기 성능목표를 달성할 수 있으며, 그 이상의 안전성이 확보될 것으로 예상되나, 향후 상세한 확률론적 안전

성 분석이 수행되어 검토되어야 할 것이다.

2.4. 사고 관리 (Accident Management)

사고관리는 노심손상의 방지, 노심손상이 발생하는 경우 이를 종료하고 원자로용기 내에 용융물을 감금, 격납용기 건전성의 유지 및 소외 방사능 유출 최소화를 위하여 발전소 종사자들이 취해야 할 조치들이다. 이와 관련한 규제요건은 현재까지 개발되어 있지 않으나, 실제 사고관리를 수행하여야 하는 사업자가 사고관리 프로그램을 개발할 일차적인 의무를 가지고 있다. AP 600 설계의 경우 사고관리 프로그램을 개발하여 향후 AP 600 설계를 채택하는 사업자에게 제공하도록 하고 있다. 사고관리는 현행 원전의 안전관리 개념을 설계기준사고 범주로부터 이를 초과하는 사고영역으로 확장하는 것으로서 향후 원전에 대해 증진된 안전성 확보를 위해 취해져야 할 중요 항목 중의 하나이다. 따라서, SMART 원자로에서도 이에 대한 대응방안이 마련되어야 할 것이다.

2.5. 격납용기의 극한압력 (Ultimate Pressure Capacity of the Containment)

중대사고 조건하에서의 격납용기의 내압성능은 상기 2.3의 격납용기 성능목표를 충족함으로써 확인된다. AP 600 격납용기에 대해 계산된 극한압력은 격납용기 성능목표를 충족하는 것으로 인허가 심사과정에서 평가되었다. 즉, 중대사고로 인해 야기되는 격납용기 내부압력이 극한압력 이하로 유지되는 한 제어불능의 핵분열생성물 유출에 대비한 방호벽 기능을 계속 제공할 수 있다는 것이다. SMART 원자로에서는 설계기준사건에 대해서는 안전보호용기가, 설계기준초과사건에 대해서는 외부 격납용기가 격납기능을 수행하도록 설계하고 있으나, 아직 상세한 격납용기 설계 및 성능이 제공되어 있지 않는 상태이다. 향후 중대사고시 핵분열생성물에 대한 유출 방벽을 유지하기 위한 격납용기 극한압력이 충족되는지 분석되어야 할 것이다.

3. 일체형원자로의 설계기준초과사건 대처방안

국외의 중소형 규모 일체형원자로에서는 중대사고를 포함하는 설계기준초과사건에 대해서 상기 관련된 안전요건을 참조하여 다양한 대응설비를 채택하고 있다. 특히, 설계의 안전성 확인을 위해 다양한 설계기준초과사건들을 설계에서 고려하여 분석을 수행하고 있다. 본 절에서는 노심손상 이후의 중대사고 완화 설비의 관점이 아니라 노심손상 예방 관점에서 일체형원자로 설계에 고려되고 있는 사건 및 대응설비를 논의하고자 한다. 실질적으로 중소형 규모의 일체형원자로는 안전성 증진 설비에 의해 노심손상의 가능성이 상당히 감소된 상태이다. 확률론적으로 기존 신형원자로의 노심손상빈도가 약 $10^{-5}/\text{ry}$ 수준인 반면 일체형원자로에서는 약 $10^{-7}/\text{ry}$ 이하로 유지될 것으로 예상된다.

예로서, 러시아의 VPBER-600 원자로는 난방용 원자로 (AST-500)와 쇄빙선의 선박용 원자로에 대한 설계 및 운전 경험을 바탕으로 개발되고 있는 600 MWe, 가압경수형, 일체형 원자로이다. 주기의 일체형 배열, 피동안전계통의 채택, 안전보호용기의 설치 등 SMART 원자로와 상당히 유사한 원자로 설계이다. 안전설비 측면에서 차이나는 점은 VPBER은 비상잔열제거계통 (ERHR)의 구성회로에서 증기발생기의 열교환기를 사용하지 않고 별도의 열교환기/응축기를 원자로압력용기

내부에 설치하여 노심의 열을 안전보호용기 외부로 전달하고 있다는 것이다. 또한 SMART에서는 Boron-free 운전을 채택하고, 사고 시에 제어봉 만을 사용하여 반응도를 제어하는 반면 VPBER은 별도의 비상봉산수주입계통을 제공하여 반응도를 제어하고 있다. 그리고 VPBER 설계에서는 원자로 보호계통을 다양한 원리 (2 out of 3 논리)에 의해 설계하고 있어 원자로 정지 신뢰도를 높이고 있다. 이러한 VPBER 설계에서 설계기준사건 이외에 고려하고 있는 설계기준을 초과사건은 다음과 같다.

- 일차계통 배관파단 + 전력상실 + 원자로 보호계통 및 ERHR의 자동작동 실패
- 기술적으로 가능한 크기의 RPV 하단부 파단 혹은 펌프노즐 파단
- 증기발생기 튜브 (혹은 최대 배관 직경) 파단 + 24 시간 격리밸브 닫힘 고장
- 72 시간 Station Blackout + 원자로 보호계통 및 ERHR의 자동작동 실패
- ERHR 계통의 연결 실패로 노심 열제거 기능 상실
- 증기관파단 (SLB) + 원자로 보호계통의 자동작동 실패
- 과도 + 제어봉 그룹의 고착
- 제어봉 그룹의 인출 + 원자로 보호계통 자동작동 실패

상기 설계기준 초과사건에서 원자로 보호계통의 자동 작동이 실패하는 경우 노심의 반응도 제어는 비상 봉산수주입계통에 의해 수행되며, 압력차에 의해 피동적으로 작동되고, 중력에 의해 주입이 시작된다. 또한, 원자로압력용기 하단부 혹은 순환펌프 노즐이나 케이스가 파단되는 설계기준 초과사고 시에는 원자로 냉각재의 유출을 신속히 정지시키기 위해 원자로감압계통을 사용하고 있으며, 원자로가 가압되는 설계기준 초과사고에 대비해서는 일차측 과압보호계통을 사용하고 있다. 이러한 설계기준초과사건에 대한 대응설비 및 분석은 설계의 안전성을 확인하는 것뿐만 아니라, 높은 수준의 안전성을 확보하고 있다는 것을 검증하는 것으로 우리 나라 일체형원자로 설계개발에서도 참조되어야 할 사항이다.

4. SMART의 설계기준초과사건 관련 안전요건

SMART 설계에서는 아직 중대사고를 포함한 설계기준초과사건에 대한 대처방안이 체계적으로 수립되어 있지 않다. 그러나, 일체형 원자로의 높은 수준의 안전성 확보를 위해 기본적으로 설계 단계에서 설계기준초과사건에 대한 대처방안이 마련되어야 할 것이다. 기본 목표로서 신형원자로 설계와 마찬가지로 노심 손상을 야기할 수 있는 심각한 사고의 발생 가능성을 줄이고 사고 이후에 사고결과를 완화시킬 수 있는 방안을 마련해야 할 것이다. 특히, 노심손상빈도를 획기적으로 감소시켜 어떠한 경우라도 노심 손상의 가능성을 희박하게 유지하는 사고 예방 측면의 설계가 강화되어야 할 것이다. 이는 노심 손상 이후 사고완화 측면의 설계자 부담을 상당히 줄일 수 있는 방안이 될 수 있을 것이다.

실제로 SMART 설계는 원자로 노심의 저출력 밀도, 고유 안전성, 피동안전계통의 채택, 계통의 단순화 등에 의해 중대사고의 예방능력이 상당히 강화될 것으로 예상되며, 추가적인 안전보호용기를 설치함으로써 소외 방사능 영향도 상당히 감소될 것으로 예상이 된다. 그러나 설계기준을 초과하는 사건들의 발생 가능성과 이러한 사건이 발생할 경우 사고의 결과가 체계적으로 분석되어 중

대사고에 대한 예방과 사고의 완화 능력이 확인되어야 할 것이다. 따라서, 현재까지 분석된 안전 규제요건에 근거해 보면, SMART의 설계기준초과사건에 대한 대처방안으로 다음의 안전요건이 적용 및 고려되어야 할 것이다.

- 일차적으로 SMART에서 발생 가능한 설계기준초과사건들이 도출되어야 하며, 상기 논의된 다양한 설계기준초과사건의 예방 및 완화 관련요건에 근거하여 대응설비의 구비 및 이의 성능이 분석되어야 한다. 여기에는 설계기준초과사건의 대응설비 성능, 격납용기의 성능, 그리고 사고관리 등에 대한 체계적인 안전성 분석이 포함되어야 한다.
- 기존 신형원자로와 마찬가지로 종합적인 안전성 평가와 정량적인 안전목표의 달성 여부를 확인하기 위해 PRA가 수행되어야 하며, 원자로 저출력 및 정지운전시의 위험도 평가도 포함되어야 한다.
- 기존 TMI 요건 및 안전현안 (GSI/USI) 중에서 SMART에 적용 가능한 안전요건들을 도출하여 적용하여야 하며, 기존 운전경험을 체계적으로 반영하여야 한다.
- SMART는 담수화발전소와 연결되어 용수를 생산하므로 설계기준초과사건에 의해 생산된 용수는 물론 인근해안 및 해수의 오염이 적절한 수준을 초과하지 않도록 안전성을 확보해야 한다.

5. 결론

현재 국내에서 개발중인 해수 담수화용 SMART 원자로의 안전성 향상을 위해, 최근 신형원자로 설계의 안전성 심사과정에서 개발되고, 적용된 설계기준초과사건관련 안전규제요건과 피동형원자로의 설계현황을 분석하였다. 그리고 이를 바탕으로 SMART 원자로에 적용 가능한 안전요건을 평가하였다. 원자로 설계측면에서, 노심 손상을 예방하는 설비와 사고결과를 완화하는 설비, 격납용기의 성능, 사고관리 등이 분석되었으며, 분석결과 ATWS, 원자로정지운전 중 잔열제거기능상실, Station Blackout, 화재, Intersystem LOCA, 중대사고 현상에 근거한 다양한 사건들이 일체형원자로에도 적용 가능함을 알 수 있었다. 그러나 SMART 설계는 아직 설계기준초과사건들에 대한 체계적인 대응전략이 마련되어 있지 않아 향후 이에 대한 설계 및 안전성 분석이 요구되었다.

본 연구에서 분석된 설계기준초과사건에 대한 안전요건은 일체형원자로 설계단계에서 안전성 증진 노력에 기여할 것으로 예상되며, 향후 안전요건 개발에 기술적인 근거자료로 활용될 수 있을 것이다.

Nomenclature

ATWS:	Anticipated Transient Without Scram
CCFP:	Conditional Containment Failure Probability
DBE:	Design Basis Event
ERHR:	Emergency Residual Heat removal
ERVC:	External Reactor Vessel Cooling
FCI:	Fuel-Coolant Interaction
HPME:	High-Pressure Core Melt Ejection
GSI/USI:	Generic Safety Issues/Unresolved Safety Issues
LOCA:	Loss of Coolant Accident
ISLOCA:	Inter-system LOCA

PRA:	probabilistic Risk Assessment
RPV:	Reactor Pressure Vessel
SBO:	Station Blackout
SMART:	System Integrated Modular Advanced Reactor

참고문헌

- [1] U.S. NRC, "Policy Statements on Severe Reactor Accidents Regarding Future Designs and Existing Plants," 50 FR 32138, August 8, 1985
- [2] U.S. NRC, "Policy Statements on Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants," 51 FR 28044, August 4, 1986
- [3] U.S. NRC, "Policy Statements on Nuclear Power Plant Standardization," 52 FR 34844, September 15, 1987
- [4] U.S. NRC, "Early Site Permits; Standard Design Certification: and Combined Licenses for NPP", 10 CFR Part 52, 1998.
- [5] U.S. NRC, "Evolutionary LWR Certification Issues and Their Relationship to Current Regulatory Requirements," SECY-90-016, June 26, 1990.
- [6] U.S. NRC, "Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and ALWR Designs," SECY-93-087, July 21, 1993.
- [7] U.S. NRC, "Policy and Key technical Issues Pertaining to the WH AP 600 Standardized Passive Reactor Design," SECY-96-128, January 15, 1997.
- [8] U.S. NRC, "Policy and Key technical Issues Pertaining to the WH AP 600 Standardized Passive Reactor Design," SECY-97-044, June 30, 1997.
- [9] 설광원 외, "일체형 원자로 안전해석기술개발: 일체형 원자로 안전현안 평가," KINS/GR-201 (KAERI/CM-361/99), 한국원자력안전기술원, 2000. 3. 31.
- [10] IAEA, "Review of Design Approaches of Advanced Pressurized LWRs," IAEA-TECDOC-801, May 1994.
- [11] U.S. NRC, "Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP 600 Standard Design," NUREG-1512, U.S. NRC, September 1998.
- [12] 한국원자력안전기술원, "원자력 관계 법령집," 대한민국, 1998.
- [13] 한국원자력안전기술원, "원자력법 시행령 및 원자력관계 고시집," 대한민국, 2000.