원전 설계 및 운영 기술의 국산화와 안전 해석 분야의 기술 자립과 기술 개발

이상종 | 한전원자력연료(주) 기획정책팀장*

한국원자력산업회의에서 수여하는 제15회 한국원자력기술상 은상을 수상하였다. 개인적으로는 영광이며 기쁘지만 한편으로는 함께 일해 온 한전원자력연료(주)의 모든 분들께 미안하기도 하다. 이 분들께 영광을 돌린다. 또한 한국원자력산업회의의 관계자와 본 상을 추천해 주시고 심사해 주신 분들께도 감사의 말씀을 드린다.

1986년 한국에너지연구소(지금의 한국원자력연구원)에서 원자력 분야와 인연을 맺은 후 정부의 원자력 사업 재조정 정책에 따라 1997년부터 한전원자력연료(주)에 근무하고 있는 현재까지 20여년의 세월이 흘렀다.

그 동안 우리나라 기술진이 처음으로 ABB-CE(지금의 Westinghouse)와 공동 설계한 영광 3, 4호기부터 참여하기 시작하여 신형경수로1400의 실제 적용 원전인 신고리 3, 4호기까지 14기의 건설을 위한 설계에 참여해 왔다.

그리고 국내 관련사들이 공동으로 개발한 신형경수로1400 개발과 우리나라 최초의 개량 핵연료인 PLUS7의 개발에도 참여해 왔다.

즉 정부에서 수출을 목표로 심혈을 기울여 개발한 신형경수로1400의 안전 현안을 해결함으로써 차세대 원전의 안전성을 극대화하는 데 노력하였고, 국책 사업인 PLUS7 개량 핵연료 개발에 참여하여 성능 향상과 안전성 확보에 기여하였다.

그 후 가동 원전의 출력 증강을 위한 노심 설계 및 안전 해석 분야의 기술 총괄 책임자로 가동 원전의 안전성 향상과 운영 기술 능력 제고를 위한 기술 기반을 구축하였다.

이러한 과정에서, 우리나라 원전 설계 및 운영 기술

* 공학박사 / 한국원자력연구소 선임연구원, 한전원자력연료(주) 안전성능해석실장, 기획정책팀장(2007~)

의 국산화를 위해 노력하면서 안전 해석 분야의 기술 자립과 기술 개발에 일익을 담당하였고, 이 점을 인정하여 이번에 큰 상을 주신 것이 아닌가 생각한다. 여기서는 위에서 언급한 사항에 대하여 간략히 소개하고자 한다.

안전 해석 분야의 기술 자립과 기술 개발

1986년부터 미국 ABB-CE와 공동 설계한 영광 3, 4호기 건설을 통하여 원전 설계 기술이 습득되었다. 이 기술을 기반으로 모든 분야에서 기술 자립에 박차를 가함으로써 외국의 도움 없이 원전 건설을 할 수 있는 수준에 도달하였다.

안전 해석 분야에서도 독자적으로 안전성을 평가할 수 있는 기반을 구축하여 1998년에 울진 3, 4호기, 2003년에 영광 5, 6호기, 2004년에 울진 5, 6호기를 성공적으로 완공하였다.

안전 해석이란 원전 건설 및 운영시 설계 기준 사고에 대한 안전성을 평가하고 그 결과를 안전성분석 보고서에 기술하여 규제 기관의 승인을 득하여야 발전소의 운영이 허가되는 중요한 기술이다.

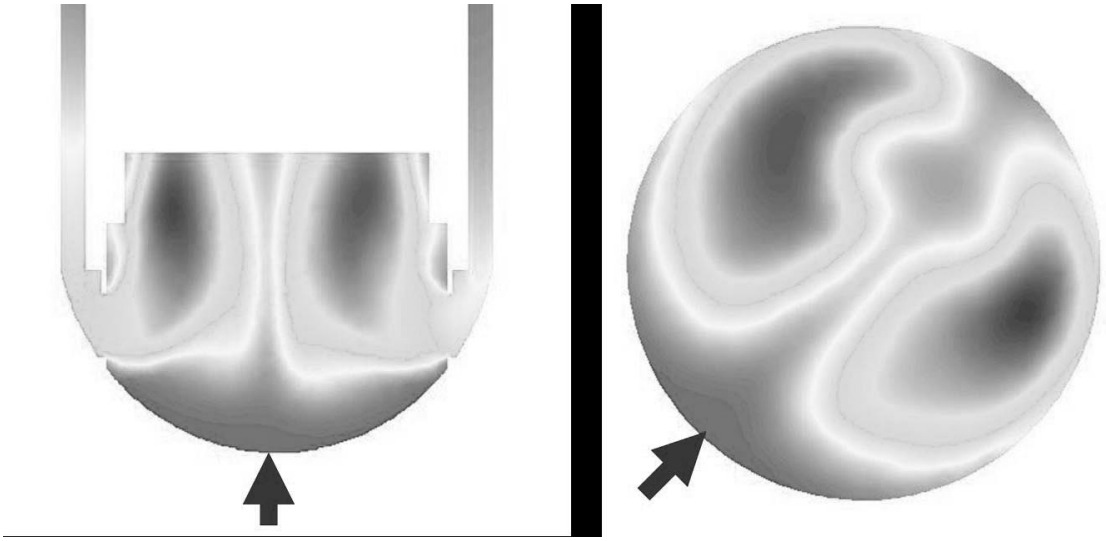
이러한 과정을 통하여 안전성이 검증되어야만 원전에서 어떠한 사고가 발생하더라도 발전소의 안전을 확보할 수 있게 된다.

이 해석 기술이 도입된 초기에는 이 기술을 제대로 적용하기 위한 방향으로 초점을 맞추었으나, 점차 새로운 설계 개념을 반영하여 안전 해석을 수행하기 위한 해석 기술 및 해석 절차를 개선함으로써 해석 기술을 고도화하여 신규 원전 건설 및 가동 원전 운영시 안전성 평가를 충분히 수행할 수 있는 수준에 도달하였다.

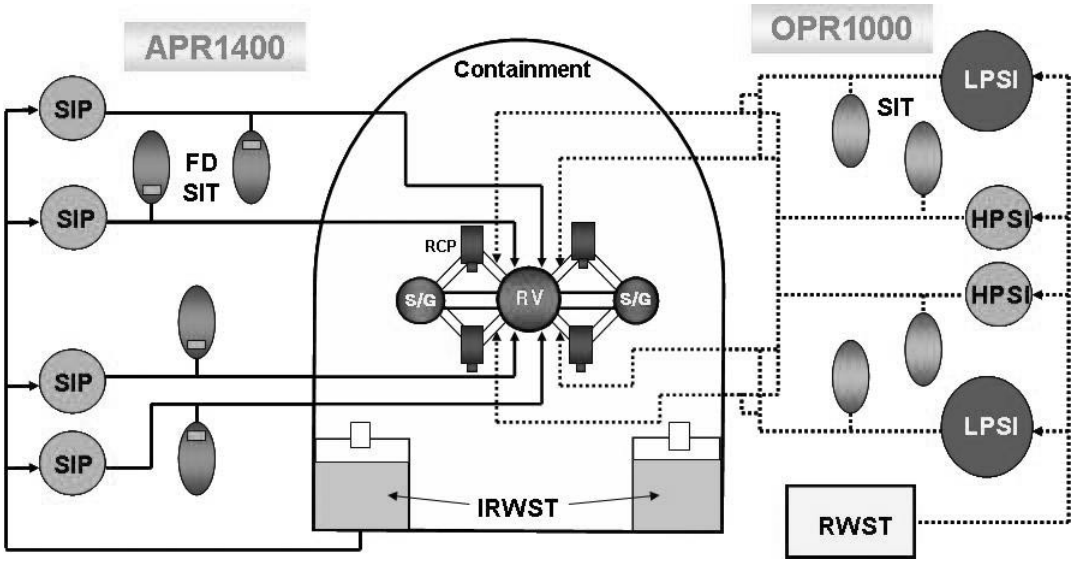
또한, 안전 해석 분야에서는 원전의 안전성을 확보하기 위하여 새로운 현안들에 대한 안전성을 평가하도록 요구받으며 이 현안을 해결함으로써 원전의 안전성을 증진시키게 된다.

이러한 안전 현안들로 소형 냉각재 상실 사고 후 붕소 희석 사고(Post-LOCA Boron Dilution)와 정지 운전 중 냉각재 상실 사고(Shutdown Risk Analysis)가 있다.

이 현안들은 영광 5, 6 호기와 울진 5, 6 호기 건설



<그림 1> 냉각재펌프 재기동시 혼합현상



<그림 2> 신형경수로1400과 한국표준형원전의 안전주입계통 비교

중에 예측하지 못한 상황에서 발생된 것으로 기존의 해석 방법론으로는 안전성을 평가할 수 없기 때문에 새로운 해석 기술과 절차를 수립해야 되는 것들이었다.

소형 냉각재 상실 사고 후 붕소 희석 사고는 소형 냉각재 상실 사고(SBLOCA) 후 노심에서 발생된 증기가 증기발생기를 넘어 응축되고 원자로 냉각재 펌프 흡입관에 축적된 후 자연 순환이나 원자로 냉각재 펌프의 재기동으로 노심으로 유입되며 이로 인하여 노심이 재임계에 도달할 수 있다는 사고이다.

이 사고를 조금 자세히 설명하면, 저온관에서 소형 냉각재 상실 사고가 발생하면 파단을 통해 냉각재가 유출되어 압력이 감소하고 수위가 떨어지므로 노심을 냉각시키는 수단 중 하나인 단상 자연 순환이 이루어지지 않는다.

그 후 원자로 냉각재 계통 압력이 감소하면서 최소 붕산 농도가 4000 ppm인 고압안전 주입수가 주입되고, 노심에서 발생한 증기의 일부는 고온측 증기발생기 세관에서 응축되어 다시 노심으로 되돌아오지만, 다른 일부는 저온측 증기발생기 세관에서 응축되어 증기발생기 공동부(Outlet plenum)나 원자로 냉각재 펌프 흡입관에 축적된다.

운전원은 소형 냉각재 상실 사고가 발생하면 증기발생기 이차측을 이용하여 노심 냉각을 시작하며 이로 인하여 이차측 온도가 일차측 온도보다 낮게 유지되고 계속적으로 증기의 응축이 일어나므로 증기발생기 공동부나 원자로 냉각재 펌프 흡입관에는 무붕산수가 계속 축적된다.

한편 고압 안전 주입수가 계속 주입되면서 원자로 냉각재 수위가 점차 증가하고 증기발생기 고온측 및 저온측 세관 수위도 점차 증가하게 된다.

원자로냉각재 수위가 증기발생기 세관 맨 위까지 차게 되면 단상 자연 순환이 재형성되고 증기발생기 공동부나 원자로 냉각재 펌프 흡입관에 축적된 무붕산수는 원자로 용기 강수관을 지나 노심으로 유입되거나, 원자로 냉각재 펌프를 재기동시키면 노심이 재임계에 도달할 수 있다는 사고이다.

이 현안을 해결하기 위한 해석 기술은 2개의 코드

를 활용하여 개발되었다. 즉 증기발생기 공동부나 원자로 냉각재 펌프 흡입관에 축적되는 무붕산수량을 계산하기 위해서는 RELAP5를, 무붕산수가 강수관과 하부 공동부를 거쳐 노심으로 유입되는 혼합 현상을 해석하기 위해서는 FLUENT 코드를 이용하였다.

무붕산수량을 계산하기 위한 RELAP5 계산에서는 단일 고장을 고려하여 1대의 고압안전 주입 펌프만 작동하는 경우와 단일 고장 없이 2대의 고압 안전 주입 펌프 모두가 작동하는 경우를 가정하였다.

저압 안전 주입 펌프 및 안전 주입 탱크는 정지 냉각 계통 작동을 위한 운전원 조치(냉각/감압)가 수행될 경우 작동하지 않도록 조치하기 때문에 고려하지 않았다.

그리고 사고 후 운전원 조치가 있을 경우와 없을 경우를 고려함으로써 사고시 발생 가능한 모든 경우를 고려하여 해석함으로써 어떤 경우의 사고 상황에서도 안전성이 확보되도록 하였다.

해석 결과로부터. 붕소 희석 사건이 발생할 수 있는 파단 범위는 1~2 인치 사이의 크기로 결정되었고, 모든 경우에 축적되는 무붕산수는 170ft3를 넘지 않는 것으로 평가되었다.

FLUENT 코드를 이용하여 붕소 희석 사고시의 혼합 현상을 해석하기 위하여, 원자로 계통 중 루프 씰(Loop Seal), 원자로 냉각재 펌프, 저온관, 강수관, 하부 공동부를 3차원으로 모델링하였다.

그리고 루프 씰, 원자로 냉각재 펌프, 저온관은 실제 형상에 따라 2개의 루프를 독립적으로 모사하였으며, 이때 사용된 총 격자수는 대략 55만개이다.

그리고 해석시 보수성을 고려하여 축적된 무붕산수를 실제 계산 결과보다 많은 400 ft3이라고 가정하였다.

평가 결과를 보면, 자연 순환과 원자로 냉각재 펌프의 재기동이 시작되면 루프 씰에 모여 있던 무붕산수는 원자로 냉각재 펌프에 들어있는 붕산수와 먼저 일부가 섞인 후, 저온관에서 고압 안전 주입 펌프로부터 주입되는 4000 ppm의 고농도 붕산수량과 섞이지만 이 부분에서 혼합 현상은 그다지 활발하지 않아서 붕소가 적게 들어있는 저농도 붕산수가 된다.

저온관을 지나서 강수관으로 들어온 저농도 붕산수는 이곳에 존재하는 4000ppm의 고농도 붕산수와 가장 활발하게 섞이며, 강수관의 벽면에서 양쪽으로 나누어지면서 충분한 양의 붕산수와 섞이므로 높은 농도의 붕산수로 변한다.

이후 하부 공동부로 유입되면서 유동의 방향이 바뀌게 되므로 한 번 더 섞일 수 있는 기회를 갖게 된다.

이렇게 섞이면서 충분히 높은 농도의 붕산수가 되어 노심으로 유입되므로 노심에서 재임계는 발생하지 않는 것으로 평가되었다.

해석 결과 자연 순환과 원자로 냉각재 펌프 재기동시 노심 입구에서의 최소 붕산 농도는 각각 약 3000ppm과 1200ppm으로 계산되었다.

이것은 노심에서의 재임계 농도인 968ppm보다 높으므로 재임계가 발생하지 않음을 알 수 있다.

특히, 노심 입구에서의 최소 붕산 농도가 낮게 계산되는 원자로 냉각재 펌프 재기동의 경우에도 노심의 재임계가 발생하지 않지만, 비상운전절차서에 자연 순환 후 원자로 냉각재 펌프가 재기동 되도록 절차를 수립하여 원자로 냉각재 펌프의 재기동에 의한 노심의 재임계를 배제할 수 있도록 조치함으로써, 이 안전 현안을 해결했을 뿐만 아니라 다음 호기의 설계시에도 적용 가능하도록 새로운 해석 기술을 개발하였다.

다음으로 정지 운전 중 냉각재 상실 사고라는 안전 현안이 발생하였다. 이것은 운영기술지침서 상 운전 모드 4에서의 소형 냉각재 상실 사고시 수동으로 비상 노심 냉각 계통을 기동하게 될 경우 노심 손상이 발생할 수 있으므로 이에 대한 대책을 요구하는 현안이다.

운영기술지침서에는 냉각재 상실 사고를 비롯한 여러 사고에 대비하기 위하여 정상운전시 각 운전 모드에서 수행되어야 할 비상 노심 냉각 계통의 운전 제한 조건, 제한 조건 불만족시의 조치 사항, 점검 요구사항 등을 명시하고 있다.

냉각재 상실 사고가 발생하면 운전원은 비상운전절차서에 따라 냉각재 상실 사고 현상을 완화시키고

노심을 안정시키는 조치를 취하게 된다.

즉, 운전 모드 4에서 냉각재 상실 사고(즉, 정지 운전 중 냉각재 상실 사고)가 발생하면 운전원은 계통 압력의 감소, 가압기 수위 감소, 안전 주입 작동 신호 발생, 격납 건물 격리 신호 작동, 격납 건물 압력, 온도, 방사능 및 습도 증가 등으로 사고발생 여부를 감지할 수 있다.

운전원은 냉각재 상실 사고 징후들이 발견되면 비상 운전 절차에 따라 제일 먼저 비상 노심 냉각 계통의 작동 여부를 파악한 후 미작동시 이를 작동시키고, 가용한 계통을 이용하여 냉각재 상실 사고 현상을 완화시키며 안전 주입 계통이나 정지 냉각 계통을 이용한 장기 노심 냉각 능력을 확보하여 방사선 누출을 최소화하고 노심 손상을 완화시키게 된다.

운영기술지침서에 따르면, 운전 모드 1, 2 및 3에서는 2개 계열의 비상 노심 냉각 계통이 자동 작동 가능하도록 기술되어 있으나, 운전 모드 4에서는 하나의 고압 안전 주입 계열이 수동 작동 가능하도록 기술되어 있다.

그러므로 운전 모드 4에서 냉각재 상실 사고가 발생할 경우 비상 노심 냉각 계통의 작동이 확실해야 원전의 안전성이 확보될 수 있다.

따라서 운전 모드 4에서의 비상 노심 냉각 계통 운전 조건의 기술 배경 및 타당성을 제시하기 위하여 냉각재 상실 사고 해석을 수행하기 위한 방법론을 구축하였다.

즉, 한국표준형원전에서 고려하는 가장 큰 소형 파단인 10인치 파단까지 안전성이 확보되며, 운영기술지침서대로 운전할 경우에도 발전소의 안전에 문제가 없음을 입증하기 위하여 최적 해석 코드인 RELAP5를 이용하여 해석 기술을 구축하였다.

이 해석 기술에서는 최적 해석 코드인 RELAP5를 이용하여 8인치 및 10인치 파단의 각각에 대해 안전 주입 계통이 작동하지 않을 경우와 10분에 고압 안전 주입 펌프 1대가 작동한다고 가정했을 경우의 두 가지 해석을 수행하는 절차를 수립하였다.

해석 결과 사고 발생 후 10분 내에 운전원이 최소한 한 대의 고압 안전 주입 펌프를 작동시키면 안전성에 문제가 없음을 확인하였다.

또한 추가적인 해석으로부터 보수적인 입력과 초기 조건을 사용하더라도 최소한 20분 이상의 운전원 조치 시간을 확보할 수 있음을 알 수 있었다.

따라서 운전 모드 4에서 냉각재 상실 사고가 발생할 경우 20분 내에 고압 안전 주입 펌프를 작동시킬 수 있으므로 현재의 운영기술지침서의 기술 배경이 타당함을 입증할 수 있었다.

신형경수로1400 개발

신형경수로1400(APR1400)은 우리나라가 막대한 개발비를 투입하여 1992년부터 2001년까지 기존의 한국표준형원전(KSNP : OPR1000)에 비하여 경제성, 안전성, 운전성을 크게 향상시켜 수출을 목표로 전략적으로 개발한 차세대 원전이다.

신형경수로1400은 새로운 설계 개념으로 원자로 용기 직접 주입관(DVI : Direct Vessel Injection)과 유량 조절기(FD : Fluidic Device)를 장착하였는데, 이것은 안전 해석 분야인 냉각재 상실 사고 해석에 직접적인 영향을 주는 설비로써, 이 설비의 작동시 냉각재 상실 사고에 미치는 영향의 정확한 평가가 신형경수로1400의 가장 중요한 안전 현안이었다.

원자로 용기 직접 주입이란, 한국표준형원전의 저온관 주입과 달리, 안전 주입수를 원자로 용기 강수관으로 직접 주입하여 대형 냉각재 상실 사고시 안전 주입의 신뢰성을 향상시키고, 안전 주입수의 효율적 사용으로 저압 안전 주입 펌프를 제거하며, 안전 주입 계통의 단순화로 밸브 수를 감소시키고, 안전 주입 탱크 내에 유량 조절기를 설치하여 안전 주입 탱크 유량을 효율적으로 사용하기 위하여 도입된 개념이다.

이 개념을 도입하면 강수관에서의 비등, 증기-물 상호 작용, 안전 주입수 우회, 액적 동반 및 슬어내기(Sweep-out)에 의한 강수관 수위 감소 등에 대한 정확한 모사와 이들의 영향이 평가되어야 한다.

그러나 그 당시 이 설비가 미치는 영향을 평가할만

한 방법론이 없었다. 따라서 기존의 보수적 평가 모델(EM : Evaluation Model)을 활용하여 필요한 부분을 개선하고 민감도 분석을 통하여 안전성을 확보하기로 결정하였다.

먼저 유량 조절기를 모사하는 부분과 그리고 안전 주입수 유량 감소에 따른 노심의 재관수율을 직접 계산할 수 있도록 코드를 개선하고 해석 절차를 수립한 후, 단일고장 적용 여부에 따른 격납 건물 압력과 노심 재관수율, 강수부 수위 변화, 격납 건물 최소 압력이 재관수율에 미치는 영향, 격납 건물 대기 온도 및 안전 주입수 온도 영향, 기존 적용 잔열의 보수성 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

각각의 민감도 분석 결과, 보수적 방법론이 일부 모델이나 현상을 정확히 예측하지 못하는 경우가 있을 수 있으나 방법론 자체가 매우 큰 보수성을 가지고 있음을 확인하였다.

따라서, 기존의 방법론이 강수관에서의 비등, 증기-물 상호 작용, 안전 주입수 우회, 액적 동반 등에 의한 강수관 수위 감소 등을 정확히 모사하지 못하더라도 전체적인 보수성을 가지고 있으므로 새로운 개념으로 도입한 설비의 안전성을 확인하는 데 문제가 없음을 제시하였다.

또한 보수적 방법론을 활용하여 평가한 결과의 타당성을 제시하고 인허가를 확실히 지원하기 위하여 최적 코드인 TRAC을 이용하여 강수관 직접 주입 및 유량 조절기의 성능에 대한 평가를 수행하였다.

이 평가는 유량 조절기가 있는 경우와 없는 경우에 대하여 수행하였는데, 유량 조절기가 있는 경우가 없는 경우보다 재관수 초기에 비상 노심 냉각 계통의 성능이 비슷하거나 약간 떨어지는 반면에 재관수 후반기에는 상당히 향상된 것으로 평가되었다.

재관수 초기 유량 조절기 작동시 노심 냉각에 큰 영향이 없는 것으로 나타난 것은, 신형경수로1400이 원자로 용기 직접 주입 방식 채택으로 안전 주입 탱크의 유량 손실이 없기 때문인 것으로 판단된다.

따라서 신형경수로1400이 채택하고 있는 유량 조절기는 대형 냉각재 상실 사고시 재관수 후반기 노심 냉각에 중요한 역할을 하는 것으로 확인되었다.

결론적으로 유량 조절기가 있는 경우가 안전 주입수의 활용을 최적화하여 냉각재 상실 사고시 노심의 냉각을 더 잘 시키기 때문에 급냉(Quenching)이 빨리 일어나고 최대 피복재 온도가 낮은 것으로 나타남으로써 유량 조절기 채택의 장점을 확인하였다.

그리고 신형경수로1400의 또 다른 안전 현안인 냉각재 상실 사고 후 보론 희석 사건과 저출력 정지 운전시 냉각재 상실 사고에 대한 평가도 앞에서 기술한 방법론을 활용하여 안전성을 평가함으로써, 우리나라가 수출을 목표로 개발한 신형경수로1400의 안전 해석 기술을 구축하고 안전성을 확보하는 데 기여했다고 생각한다.

PLUS7 개량 핵연료의 성능 향상과 안전성 확보

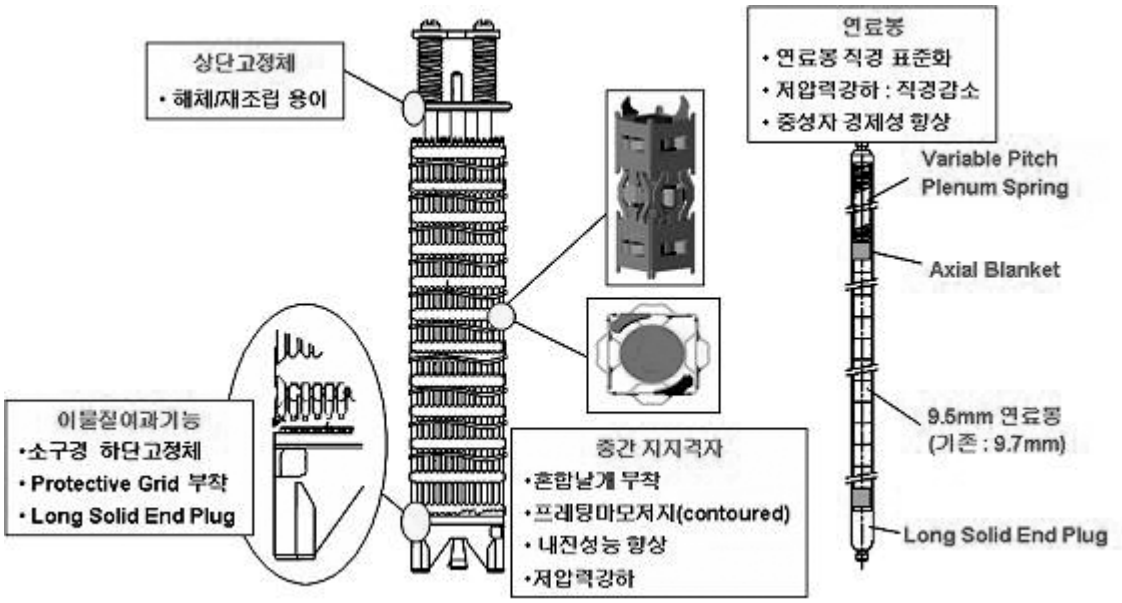
원전 운영을 위해 가장 중요한 것 중의 하나는 안전하며 성능이 우수한 핵연료를 공급하는 것이다.

그리고 이 핵연료를 원전에 장전한 후 안전하게 운전하기 위하여 노심 설계와 안전 해석을 수행한다.

즉 노심 설계 기술과 안전 해석 기술이 확보되어야 Guardian, ZIRLO, M5 등 새로운 핵연료 피복관을 적용하거나 PLUS7 등 새로운 핵연료를 장전할 경우 안전성을 확인할 수 있다.

필자는 한국표준형원전에 적용하기 위하여 국책사업으로 진행되어 국내 최초로 개발된 개량 핵연료인 PLUS7의 기술 개발에 참여하여, 핵연료의 안전성을 확보할 수 있는 필요 기준을 제시함으로써 성능을 향상시키면서도 안전성이 확보된 개량 핵연료를 개발하는 데 기여하였다.

PLUS7은 우리 회사와 웨스팅하우스가 공동으로 개발했는데, 10% 이상의 열적 성능 향상, 55MWD/kgU까지의 고연소 성능 확보, 연료봉의 직경 감소와 축방향 Blanket 적용에 따른 중성자 경제성 향상, 지지격자 형상을 곡선형에서 직선형으로 변경하여 좌굴강도를 3300lbs에서 4500lbs로 증가, Conformal 지지격자 스프링을 적용하여 연료봉과 스프링의 접촉을



<그림 3> PLUS7 개량핵연료 특성

점 접촉에서 면 접촉으로 접촉 면적을 증가시켜 프레팅 마모 저지 기능 향상, 하단 고정체의 유로 구경을 축소시키고 Protective 그리드를 적용하여 이물질 여과 성능 향상, 안내관과 지지격자 체결법을 대기 중 Spot 용접으로 변경시킴으로써 골격체 용접 시간 단축으로 제조 생산성 향상 등 7가지의 성능이 향상되었으므로 PLUS7이라고 부른다.

이러한 7가지의 성능 향상 중 이물질 여과 성능의 향상은 하단 고정체의 유로 구경을 감소시키고 추가적으로 Protective 그리드를 설치하여 달성하였는데, 이러한 설계는 냉각재 상실 사고시 재순환장전조(Sump)로부터 고압 안전 주입 펌프를 통해 원자로로 들어온 이물질이 핵연료 하단 고정체 부분에 포획되어 노심의 유로를 막아 노심 냉각 성능이 저하될 수 있는 문제가 있었다.

이와 관련 Regulatory Guide 1.82는 냉각재상실사고 후 장기냉각 단계에서 이물질이 안전주입수의 유로를 막지 않도록 재순환장전조 스크린의 적절한 설계를 요구하고 있다.

필자는 PLUS7 설계가 이 요구 조건을 만족하는지 확인하기 위한 해석 기술을 개발하여 그 안전성 여부를 확인하였다. 하단 고정체의 소구경을 가로질러 Protective 그리드가 지나가므로 그 사이가 안전 주입수가 통과할 수 있는 유로가 된다.

냉각재 상실 사고 후 장기 냉각 단계에서 안전 주입수는 재순환장전조로부터 공급되므로 재순환장전조 스크린 크기보다 작은 이물질은 고압 안전 주입 펌프를 통하여 노심으로 유입되며, 이 이물질이 하단 고정체에 축적되어 노심 냉각 유로를 막을 수 있다.

평가 결과 축적된 이물질이 막을 수 있는 최대 유로 면적은 노심 입구 전체 면적의 최대 25%로 확인되었다. 그리고 이러한 유로 막힘률이 냉각 성능에 미치는 영향을 평가하기 위하여 장기 냉각에 대한 안전 해석이 수행되었다.

장기 냉각 해석은 이물질의 축적으로 인하여 안전 주입수의 유로가 25%까지 막혔을 때에도 노심의 온도가 충분히 낮게 유지되고 보론 석출이 발생하지 않음을 보이기 위하여 수행된다.

실제 해석은 다양한 파단 크기에 대하여 최대 35%까지 유로가 막혔다고 가정하여 수행되었다. 해석 결과, 작은 파단크기에서는 장기적인 노심 냉각에 사용되는 정지냉각 계통이 작동 가능하도록 9시간 내에 원자로 냉각재 계통이 재충수됨을 확인하였다.

큰 파단 크기에서는 원자로 냉각재 계통이 재충수되지 않아서 정지 냉각 계통이 작동될 수는 없지만 기존의 장기 냉각 절차에 따라 3시간에 고온관과 저온관 동시 주입을 하면 보론 석출이 발생하지 않을 뿐 아니라 노심 냉각이 가능함을 확인하였다.

결론적으로 새로운 해석 기술을 활용하여 PLUS7에서 고려한 이물질 여과 성능 설계가 Regulatory Guide 1.82의 요구 조건을 만족할 뿐 아니라 장기 냉각시 노심의 안전성을 확보할 수 있음을 보임으로써 개발된 핵연료의 안전성을 확인할 수 있었다.

가동 원전의 출력 증강 기술 개발

미국이나 유럽에서 1980년대부터 활발하게 적용되어 온 원전의 출력 증강 기술은 가동중인 원전의 설계 여유도를 활용하여 대규모 설비 변경 없이 적은 비용으로 원자로 출력을 증가시킴으로써 가동 원전의 효율성을 증가시켜 경제성을 향상시키는 기술이다.

필자는 국내에서 처음 추진된 고리 3, 4 및 영광 1, 2호기의 출력 증강 기술 개발 과제에 2003년부터 참여하여, 노심 설계 및 안전 해석 분야의 기술 총괄 책임자로, 노심 핵설계, 노심 열수력 설계, 연료봉 및 집합체 설계와 안전 해석 분야의 기술 개발을 이끌었으며, 향후 가동 원전의 안전성 향상과 운영 기술 능력 제고를 위한 기술 기반을 구축하였다.

2006년 10월에 인허가를 득하고 2008년 고리 3호기를 시작으로 4개 호기에 출력 증강을 적용하게 되면, 원전 설비 용량을 단기간 내에 증가시켜 기저 부하 전원의 추가확보로 안정적인 전력 수급에 기여하게 된다.

국내 관련 기관이 함께 참여한 출력 증강 기술 개발은 3단계로 나뉘어 추진되었다. 2002년 9월부터 2003년 11월까지 15개월 동안 타당성 검토가 수행되어 4.5%의 출력증강 목표를 도출하였다.

그리고 2003년 12월부터 2005년 4월까지 17개월 동안 NSSS, BOP 및 터빈-발전기 계통에 대한 상세 설계가 진행되어 4.5%의 출력 증강이 적용될 경우 모든 시스템의 건전성, 안정성 및 안전성을 확인하고 인허가를 위해 인허가 보고서를 작성하였다.

또한 2005년 4월부터 2007년 6월까지 26개월 동안 인허가를 득하고 발전소 적용을 위한 준비가 진행되었다.

우리 회사는 노심 설계와 안전 해석을 담당하였다. 기술 개발 내용이 방대하여 다 기술할 수는 없으므로 간략히 그 결과를 요약하고자 한다.

먼저 4.5% 노심 출력 증강시 일차 계통을 중심으로 노심 설계와 안전 해석에 적용하기 위한 주요 변수의 변경 내용 및 근거를 제시한다.

일차측 압력은 2250 psia로 유지하면서 노심 출력을 4.5% 증가시키고. 주기말 원자로 냉각재 계통의 유량 감소에 대비하여 열설계 유량(TDF : Thermal Design Flow)을 1.5% 감소시켰다.

그리고 증기발생기 세관의 건전성을 유지하기 위하여 고온관 온도(THOT)를 유지시키고 출력 증강에 의해 증가된 열을 제거하기 위하여 저온관 온도(TIN)를 4.5 oF 감소 시켰다.

또한 원자로 평균 온도(TAVG)는 580에서 587oF까지 Window 개념을 도입하였으며, 운전 목표 온도는 586oF이지만 노심 설계와 안전 해석에서는 필요에 의해 보수적인 값을 적용하였다.

출력 증강을 수용하기 위하여 이차측의 압력을 낮춰 생산되는 증기 유량을 많게 하였다. 다음으로 이와 같이 변경된 주요 변수를 근거로 노심 설계와 안전 해석이 수행되었다.

핵설계에서는 3차원 노심 모델을 생산하여 핵설계

관련 자료 및 안전 해석용 입력 자료를 생산하였으며, 평가 결과 대부분의 핵설계 자료는 통상적인 교체 노심 설계 범위에 들어오지만, Most positive moderator density coefficient, FQ at EOC, hot zero power for rod ejection accident, Axial flux difference limit은 기존 설계 범위를 벗어나게 되어 운영기술지침서를 변경하여 그 변화를 수용하였다.

열수력 설계에서는 노심의 열수력적 안정성을 확인할 수 있는 DNBR 제한치, 노심 제한치, Axial Offset 제한치를 평가하였다.

DNBR 평가는 통계적 열설계 방법으로 수행되었는데, 설계 한계 DNBR은 1.35에서 1.25로, 안전 해석 DNBR은 1.71에서 1.45로, 정상 운전시 최소 DNBR은 2.66에서 2.53으로 변경되었다.

연료봉의 성능과 건전성을 평가하는 연료봉 설계에서는 연료봉 내압, 피복관 부식, 피복관 스트레스와 스트레인, 피복관 피로, 연료봉 중심선 온도의 설계 기준을 검토하고 연료봉 설계의 평가 결과가 모두 이 기준을 만족하므로 연료봉의 성능과 건전성이 유지됨을 확인하였다.

집합체 설계에서는 조사 성장, 집합체 들림 여유도, 냉각 형상 유지 관점에서 설계 기준을 만족함을 확인하였다.

안전 해석 분야는 비냉각재 상실 사고와 냉각재 상실 사고 해석으로 크게 분류한다.

비냉각재 상실 사고 해석은 사고 분류(ANS Conditions II, III, IV)를 기준으로 나뉘어진 많은 사고에 대하여 수행되는데, 모든 사고의 해석 결과가 허용 기준을 만족함을 확인하였다.

냉각재 상실 사고 해석에서는 대형 냉각재 상실 사고 해석에 새로운 방법론인 KREM을 적용하였다.

해석 결과는 기존 방법론을 적용했을 때의 최대 피복재 온도는 2091oF인데 반해 2032oF로 낮게 계산되었다.

즉 출력이 증가되었으므로 최대 피복재 온도가 증가되어야 하나 새로운 최적 방법론을 적용함으로써 오히려 감소하게 된 것이다.

소형 냉각재 상실 사고 해석에서는 기존의 방법론으로 해석하였으며 결과는 약 100oF 정도 증가하였다.

이러한 기술 개발을 근거로, 고리 3, 4호기는 고압 터빈의 1-4단 Diaphragm 교체로 3.4%, 영광 1, 2호기는 케이싱을 제외한 고압 터빈 내장품의 교체로 5.0%의 전기 출력을 추가로 얻을 수 있게 되었다.

그리고 이번 출력 증강 기술 자립으로 다른 원전에 확대 적용할 수 있는 기반을 조성함으로써, 지속적인 원전의 용량 증가로 국가 에너지 자원의 효율적인 활용과 국가 경쟁력 제고에 기여할 것으로 기대된다.

이상으로 이번 원자력기술상을 수상하게 된 안전 해석 분야의 기술 자립과 기술개발, 신형경수로1400 개발, PLUS7 개량 핵연료의 성능 향상과 안전성 확보, 가동 원전 출력 증강 기술 개발 등에 대하여 간략하게나마 소개를 마치며 이번 수상이 있기까지 같이 일해 온 모든 분들께 다시 한 번 감사를 드린다.