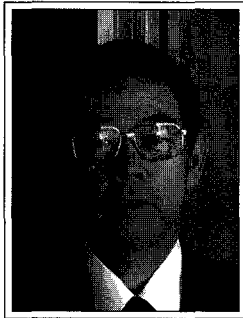




체르나보다 원전 2호기 설계 변경에 따른 안전성 평가 자문

이 익 환

한국원자력기술(주) 회장



서론

체르나보다 원전 2호기는 루마니아 수도인 부카레스트(Bucharest)에서 승용차로 약 3시간 거리의 동쪽 흑해에 인접한 곳에 있다. 정확히 약 반시간 정도 흑해에 못 미친 곳에 위치하며 발전소 옆을 흐르는 다뉴브강과 흑해 운하를 통해 냉각수를 활용하고 있다.

체르나보다 원전 1호기가 1997년 완공되어 운전중에 있고 바로 옆에 2호기가 약 75%의 공정으로 건설이 한창이다. 원자로 및 증기발생기, 터빈 발전기 등 주요한 기자재의 설치가 끝나고 부분적으로 압력 시험이 진행될 시점이다.

이러한 시점에서 루마니아의 규제 기관인 CNCAN과 투자은행의 요청에 의하여 이곳 원자력 발전 회사인 CNE-PROD(Nuclear-electrica SA)는 국제원자력기구에 체르나보다 1호기와 비교하여 설계 변경이 많이 이루어진 체르나보다 2호기의 안전성을 PSA 측면에서 평가해 달라는 요청을 하게 된 것이다.

이 업무를 수행하기 위하여 IAEA는 4명의 전문가를 팀으로 구성하여 2005년 3월 3일부터 3월 12일까지 10일간 평가 업무를 수행

하였다. 본인도 독일, 러시아, 그리고 IAEA 직원 각 1명과 합류하게 되었으며 이에 그 수행 결과를 간추려 보고자 한다.

루마니아의 원자력 발전 사업은 독재자로 알려진 전직 대통령인 Nicolae Ceausescu의 강력한 지원하에 출발하였다고 할 수 있다. 그는 1968년 정권을 잡고 서구의 자본을 활용하여 경제를 부흥하고자 시도한 것으로 알려져 있다.

원전의 건설도 이와 맥을 같이하여 캐나다원자력공사와 5기의 원전을 건설하는 데 합의하고 이 거대한 사업을 착수하였다.

그러나 자본 유치에 어려움이 있자 5기의 콘크리트 원자로 건물이 먼저 설치되었지만, 발전소 기기 구조물은 이를 따르지 못해 그동안 1호기만 완공되어 운전중에 있었던 것이다.

Ceausescu 대통령이 1989년 권좌에서 물러나고 진통을 겪고 난 뒤 후속기인 체르나보다 2호기가 착공하게 된 것이다. 재원은 전적으로 발전소 설계 및 공급자가 제공하였으나 1차 계통의 재원은 캐나다에서, BOP 및 2차 계통은 이탈리아에서 제공하였다.

체르나보다 2호기 및 설계 변경에 따른 안전성 확인 배경

루마니아에 건설되고 있는 체르나보다 2호기는 CANDU 중수형 700MWe 규모로서 우리나라 월성 2호기를 참조 발전소로 하고 있다. 우리의 경우도 비슷하지만 1호기를 1983년에 준공하였고 상당 기간의 시차를 가지고 건설된 월성 2호기는 1997년에 운전에 들어갔다. 그러니까 14년의 시차로 인하여 많은 설계 변경이 될 수밖에 없었다.

주된 이유는 그동안 규제 요건과 법규가 변경되어 이를 충족하기 위해서 필연적으로 설계 변경이 될 수밖에 없으며 이외에도 1호기의 운전 경험에서 얻은 유지 보수의 용이성이나 안전성 향상 측면에서 변경하기도 하였으며, 또 하나는 당시의 구매품을 더 이상 생산하지 않아 구매가 불가능하여 품질이 향상된 제품으로 변경하는 경우도 적지 않았다.

우리의 경우는 약 170여 건의 설

계 변경이 있었다. 물론 여기에는 현장에서 발생하는 사소한 현장 설계 변경은 포함되지 않는 숫자이다. 그러나 월성 2호기보다 10여 년이 늦은 체르나보다 2호기는 1호기에 비해 무려 460여 건의 설계 변경이 있었고 별도 현장 설계 변경까지 합산하면 500여 건이 넘는다고 한다.

체르나보다 원전 1호기에 비해 체르나보다 2호기에서 이렇게 많은 설계 변경이 있게 되자 급기야 규제 당국과 투자한 은행에서 안전성 확인을 제기하게 된 것이며, 이에 따라 루마니아 원자력 발전 회사인 CNE-PROD는 IAEA에 전문가의 평가를 요청하게 된 것이다.

양 기관은 안전성 확인 방안을 상호 합의하여 전문가를 선정하였는데, 설계 변경이 확률론적 안전성 평가(PSA, Probabilistic Safety Assessment)에 의한 방안으로 합의하였던 것이다.

PSA의 경우에도 고려되는 분석 범위가 광범위하지만 이번의 경우는 PSA Level 1으로서 내부 초기 사건으로 노심 손상에 영향을 주는 항목과 화재·홍수 및 지진에 의한 노심 손상에 영향을 주는 것을 중점적으로 평가하는 경우였다. Level 2의 경우는 별도로 평가될 범위로 남게 되었다.

참고로 체르나보다 1호기에 대한 PSA Level 1 내부 사건에 대한 평가는 2003년에 이미 수행한 실적

이 있어 이와 비교 검토를 하라는 규제 기관의 요청이나 제출 시기도 준공 이후 6개월 내, 즉 2007년 초에 제출하는 데 합의하였다 한다.

그러나 은행의 경우는 조금 다르다. 투자한 은행은 체르나보다 1호기보다 안전성이 적어도 우수하다는 것을 입증하라는 것인데, 설계 변경 사항이 위험도 측면에서 평가 될 것을 원하고 있어 원전 회사는 PSA 평가 내용을 인용하겠다는 의도이지만 이에 대하여 은행측과 완전히 합의하지 못하고 있는 것 같았다.

전문가 선정에서 PSA 전문가 2명과 설계 전문가 1명, 안전성 분석 전문가 1명 등 총 4명이 한 팀으로 구성되었는데 본인은 설계 전문가의 자격으로 참여하게 되었다.

물론 설계를 수행하면서 PSA에 대한 일반적인 이해도는 갖추고 있다고 스스로 판단해 보지만 IAEA와의 협의에서 설계 전문가로서 설계 변경에 대한 부분을 평가하는 데 참여함을 확실히 하고 팀원으로 참여하게 된 것이다.

평가 및 분석 절차

발전소 측에서 작성하고 정리한 설계 요약 문서를 근간으로 설계 항목별로 원자로 계통 및 이의 관련 계통 약 350여 건의 설계 변경 사항을 체르나보다 1호기와 대비하여



변경 사유와 변경 내용을 요약하였는데 설계 변경 사항을 이해할 수 있는 문서였다.

이 문서를 우선 국내에서 검토하였는데, 검토 중 때에 따라서는 월성 현장에 확인하는 작업도 병행하여야 하였다.

물론 쉬운 일이 아니었다. 본인은 월성 1호기 시공시에는 시공사(현대건설)에서 기계 및 배관 설치 공사를 한 경험이 있고, 월성 2·3·4호기 때는 한국원자력연구소에서 설계 책임자로서의 역할을 수행하였다. 따라서 누구보다 중수형 원전에 대하여 종합적인 계통 설계와 현장에 대한 이해도가 높다고 할 수 있다.

그러나 약 10여 년의 세월이 흐른 현시점에서는 현장을 확인하는 것이 매우 중요한 것임을 확인하게 되었다. 그동안 각자 바쁜 중에도 월성 현장에서 도와준 간부 및 실무자 여러분께 감사의 말을 드리지 않을 수 없다.

약 1개월의 Self Study를 마치고 나름대로의 의문 사항과 지적 사항을 정리하여 비엔나로 향하였다.

우선 비엔나에서 다른 나라에서 온 전문가들과 만나 각자 본인이 준비한 내용을 발표하면서 상호 조율하는 절차를 밟게 되었다.

나는 30여 개의 의문점이나 지적 사항을 준비하였으나 비엔나 회의에서 루마니아 원자력 발전소 당국

과 협의할 의제로 채택된 것은 10개 항목이고 5개의 예비 항목을 남겨두게 되었는데, 약 50%는 다른 전문가와 의제가 중복되거나 조율 중에 의문점이 해소되었던 것이다.

우리는 예외적으로 토요일 오후까지 회의를 하면서 서로간의 조율 노력을 아끼지 않았고 최종 조율된 의제를 확정하고 일요일 부카레스트로 향하였다.

다음날인 월요일부터 토요일까지 IAEA 전문가 팀은 그 곳 평가팀과 기술적인 면에서 문서상으로 질문과 답신을 주고받았다. 물론 모든 것이 탭 데스크 방식을 택하여 메일로 주고받으며 의제마다 결과를 도출하였고, 마지막 한 차례 그 곳 평가팀과 회의를 통하여 의견을 주고받았다. 물론 메일로 서로가 합의하지 못한 부분에 한하여서였다.

약 20여 년 전, IAEA 전문가가 한국에 왔을 때 전문가에 대한 우리나라대로의 예우나 필요한 많은 서류를 복사하여 제공하던 그때와는 판이하게 다르다는 것을 확인하면서 세월의 변화를 실감하게 되었다.

있는 그대로 보여주고 필요한 서류는 문서로 요구하고 문서로 PC에 전송하면 된다. 또 모자라는 서류나 도면은 메일로 요구하면 되고 답하면 되는 것이다. 매우 인상적인 절차에 감명을 받게 되었다.

평가 마지막 2일은 최종 보고서 초안을 만드는 기간이다. 그리고 최

종일은 관계되는 모든 전문가 및 책임자가 한자리에 모인 가운데 IAEA 각 전문가가 그간의 경과를 발표하게 되며 발전소의 관계자와 책임자의 코멘트도 하게 된다.

따라서 마지막 2일 동안은 그야말로 시간이 촉박하여 새벽 2시, 3시까지 보고서 초안과 발표 내용을 준비하여야 한다. 본인만 그런가 하였더니 다른 전문가도 아침에 눈이 붉게 상기되어 있었음을 확인할 수 있었다.

전문가의 평가는 발전소 안전성 뿐 아니라 때에 따라서는 발전소에 추가적인 경제적 부담도 주게 됨을 알고 있기 때문에 그만큼 기록과 문서에 의거 가치관과 객관성에 입각한 평가 의견을 밝히는 것이 매우 중요한 것이다.

주요 설계 변경 사항

월성 1호기에 비해 월성 2호기 주요 설계 변경은 여러 항목으로 나눌 수 있겠으나 대체로 다섯 가지로 압축할 수 있었다.

원자로 계통과 1차 관련 계통의 예를 들어보면, 첫째는 국내의 인허가 규제 요건의 변경으로 23건, 규제 기준의 향상에 따른 변경이 12건, 운전 경험에 따른 결과 반영이 65건, 1·2호기 공유 시설물의 설계 개선 사항이 57건, 그리고 새로운 기자재 구매에 따른 변경이 12

건이었다.

체르나보다의 경우는 이러한 통계를 명확히 낼 수가 없었다. 그러나 규제 요건의 변경에 따른 설계 변경 항목은 1차 및 2차 계통을 합하여 약 50여 건이 되어 전체 설계 변경의 약 10%를 차지하고 있다.

대부분이 규제 요건(캐나다) 변경에 따른 것으로 R-7(Requirements for Containment Systems for CANDU Nuclear Power Plants), R-8(Requirements for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants) 및 R-9(Requirements for Emergency Core Cooling Systems for CANDU Nuclear Power Plants)의 요건을 맞추기 위하여 많은 설계 변경이 발생하였다고 할 수 있다.

물론 발전소 운전 경험에서 보완된 설계 변경도 많다. 시스템별 주요 변경 항목을 요약하면 다음과 같다.

가. 제1정지 시스템

(Shutdown System #1)

발전소 운전 변수가 어떤 한계치를 넘었을 때 정지봉을 감속재 내로 원자로의 수직 방향으로 낙하시켜 원자로를 긴급 정지시키는 역할을 하게 하는 계통이다.

정지봉은 카드미늄(cd) 재질로 탱크당 2개 총 28개가 설치되어 있으며 신호 발생시 전자식 클러치 전원 2급이 끊어지며 낙하하도록 되

어 있다.

이러한 신호 긴급 정지 변수와 설정 점은 여러 가지가 있으나 체르나보다 1호기와의 차이점은 주원자로 급수관 입구 헤더의 온도를 3중으로 확인하는 것으로 측정 계기인 RTD bridge를 RTD transmitter로 교체하였으며, 원자로 start-up unit로 1호기에서는 BF3 counter의 어셈블리를 사용하고 있는 데 가끔 잡신호의 문제로 케이블의 이동에 문제를 야기하므로 별도의 조치를 취하였다.

또한 제1정지 계통의 경우 내진 보호가 안된 주제어실의 시설과는 별도로 수동 SCA(Secondary Control Area) 시설을 설치하였고 공정 계통과 정지 계통의 공용화된 계측 탭을 안전상 분리하였다.

4개의 원자로 급수관 압력 신호를 모니터링 하는 PDC(Programmable Digital Comparator) 소프트웨어를 개선하였으며, 저수위 증기발생기 수위 정지 파라미터를 1호기와는 달리 신뢰성을 제고하려 모두 설치하였다.

나. 제2정지 시스템

(Shutdown System #2)

제2원자로 정지 시스템은 여섯 개의 수평으로 분포된 노즐을 통하여 농축된 다량의 질산 가돌리늄 용액을 감속재에 신속하게 주입하여 원자로 출력을 급속히 떨어뜨려 원자로를 안전하게 정지하게 하는 기

능을 한다.

제2정지 계통의 정지 변수는 삼중화된 제어 루프 중 2루프가 상실 시에도 액체 독물질이 주입되도록 되어 있다.

체르나보다 1호기와의 차이점을 요약하면 다음과 같다.

제1정지 계통에서 이미 언급하였지만, 계통의 신뢰성을 제고하기 위하여 모든 증기발생기마다 저수위 측정용 계측기를 설치하였다.

6개의 독물질 탱크에 독성분 확인을 위한 계기 및 시설을 설치하였으며, 시스템 구성의 햄머링 현상을 없애기 위하여 3/8인치 튜브 라인을 설치하였고, 경보 장치의 개선, PDC 컴퓨터 S/W 개선, 제2정지 계통의 계기실을 재구성하였고(이는 월성 원전도 동일), 안전성 측면에서 공정 계통과 안전 계통의 계기 탭과 튜빙을 별도로 분리하였다.

그리고 고(高) 대수비 원자로 정지 설정치를 종래의 25%PP/sec에서 15%로 줄였다.

제1정지 시스템에서와 같이 1호기에서는 원자로 출구 헤더에 두 군데 설치된 주급수관 압력 계기를 신뢰성을 향상 목적으로 네 군데 모두 설치하였다.

다. 자동 살수 시스템

(Dousing System)

살수 시스템은 냉각재 상실 사고 후 원자로 건물 내에서 발생할 수 있는 과압의 정도 및 지속 시간을

제한하기 위하여 설치되고, 원자로 건물의 고압에서 작동이 시작되어 허용 수준으로 압력이 감소될 때까지 계속 작동한다.

살수 계통의 수위 및 수온은 작동 중에 계속 감시되므로 살수 탱크는 항상 실제 수온과 수위가 유지되도록 설계되어 있다.

체르나보다 1호기와 비교하여 변경된 것을 요약하면 다음과 같다.

냉각 효과를 증대시키기 위한 방안으로 instrument 탱크의 규모를 증가시켰으며(한국의 경우, 여름철 온도 상승에 대한 검토가 필요할 것임), 이 계통에 새로운 스위치를 교체하고 원자로 건물 누설 시험을 위한 건물을 관통하는 격리 밸브가 설치되었다.

라. 원자로 격납 건물 시스템 (Reactor Containment System)

격납 건물은 원자로 안전 설비 시스템의 주요 부분이다. 원자로의 가상 사고시 발전소 제한 구역 밖의 주민이 안전 규정에 설정한 피폭 선량이 제한치 이내이어야 한다는 것을 확신할 수 있도록 설계되어야 한다.

따라서 격납 건물은 내압에 견딜 수 있도록 설계하고 건전성 시험을 하여 이를 입증하도록 되어 있다. 또한 주증기 계통의 파단에 의한 압력에도 견디도록 설계하고 있다.

결국 격납 건물은 안전성의 최종 보루로서의 역할을 수행하여야 하

는 것이다.

체르나보다 1호기와 비교하여 주요 변경 사항을 요약하면 다음과 같다.

원자로 내·외부를 격리하기 위하여 여러 시스템에 격리 밸브를 설치하였고 많은 기기와 계통이 내진 요건에 따라 신뢰도 향상을 목표로 품질 보증 규격이 상향 조정되었다. 이는 새로운 R-7의 격납 건물 규정을 충족하기 위하여 취해진 조치들이다.

격리 밸브가 설치된 시스템은 주 감속재 시스템, 감속재 정화 시스템, 감속재 상층 기체 시스템, 감속재 수집 계통, 관련 열수송 시스템 등이다.

앞서 언급한 바 있지만 1980년대에 체르나보다 1호기를 건설하면서 격납 건물은 5개를 동시에 건설하였고, 약 20년 전에 건설된 격납 건물에 현재 체르나보다 2호기 등 후속기의 기기 및 계통을 설치하는 것이다.

위에서 이미 언급하였지만 한편으로는 여러 이유에서 많은 설계 변경이 발생하였고 또 다른 한편으로는 건물 설치가 완성되었기 때문에 설계 변경이 될 수 없는 아이러니컬한 현상이 있을 수 있는 것이다.

예를 들면 체르나보다 1호기의 경우 주증기 배관이 주 제어실 상부 지붕 위에 위치하고 있어 후속기에는 배관 배열을 달리하는 설계 변경

을 할 수 있으나 불가능하게 되었다 (월성 2호기는 변경됨).

격납 건물의 건전성을 위하여 LOCA시 내부의 온도를 관리하기 위하여 외부의 공기가 격납 건물 내로 들어오는 것을 최소화하도록 규제 요건은 요구하고 있다.

따라서 소규모 신규 소구경 배관을 격납 건물을 관통하는 유량 공기 배관으로 설치 변경하였다. 이를 포함하여 30건의 설계 변경이 있었다. 대부분이 규제 요건을 충족하기 위하여 변경된 설계이다.

마. 비상 노심 냉각 시스템 (ECCS, Emergency Core Cooling System)

비상 노심 냉각 계통은 냉각재 상실 사고시 냉각재 계통에 의한 냉각이 불가능하여 핵연료의 과도한 손상이 우려가 있기 때문에 별도로 노심을 냉각시켜주는 기능을 갖는다.

냉각재 계통의 파손이 일어날 경우 중수가 파손 부분으로 방출되며 계통의 압력을 강하시키게 되고 원자로는 자동으로 정지된다.

원자료가 정지되고 난 후 핵연료의 잔류열 및 이어지는 붕괴열을 제거하는 것이 비상 노심 냉각 시스템의 목적인 것이다.

이 계통의 설계 변경 역시 규제 요건의 강화(R-9)에 의거 많이 이루어졌다. 즉 신뢰성을 향상시키기 위한 것이다.

많은 밸브가 종전의 운전원에 의

한 수동 작동에서 자동으로 바뀐 것이다. 이 계통의 작동은 고압, 중압 그리고 저압의 차례로 이루어진다.

체르나보다 1호기의 비상 노심 냉각 열교환기 1대에서 같은 용량의 1대를 더 설치하여 신뢰도를 높였고, 고압 비상 운전이 끝나면 밸브는 자동으로 닫히며 수위 신호에 의하여 중압으로 옮겨간다. 그리고 살수 계통의 수위 측정에 의하여 저압 ECCS가 자동 작동하게 되는 것이다.

삼중으로 측정되는 수위 측정 게이지 및 2/3 회로의 보수성이 신뢰도를 향상시킨다.

또한 ECC 열교환기에 공급되는 보충수는 보통 공급수에서 탈염수 공급으로 바뀌었다. 또한 종전 주 제어실의 한 판넬에서 2개로 구분하여 설치하였는데, 이는 현장에 있던 제어 단자들의 관리를 위하여 옮긴 것이다.

그리고 핵연료 건전성을 위하여 주증기 안전 밸브와의 연계를 고려한 증기발생기 급압 강하 사항을 추가하였다.

총 25건의 설계 변경이 이루어졌다.

바. 감속재 계통 관련

(Related Moderator System)

감속재 계통은 핵분열로 인한 속중성자를 열중성자로 변화시켜주는 역할을 한다. 이 계통은 중수를 감속재로 하여 저압 저온의 폐회로로

구성되어 운전된다.

감속재 계통의 기기는 Class IV 전원 상실과 LOCA 이후의 heat sink 역할을 하게 됨으로써 품질 규격화가 되어야 한다. 즉 모터 등 액티브 기기는 기기 검증 기준에 합격하여야 한다.

LOCA시 감속재 계통을 냉각하기 위한 절차에서 체르나보다 1호기와 대비하여 달라졌다. LOCA시 최종적으로 핵연료의 안전성을 확보하면서 냉각재가 냉각 기능을 갖는 역할을 하기 위하여 두 대 가운데 한 대의 포니 모터가 1000초 동안 운전되고 이에 따라 주냉각재 펌프가 이어서 백업 작동하여야 한다는 것이다.

체르나보다 1호기의 경우 감속재 온도는 정상시 71도에서 운전된다. 그러나 냉각재 상실 사고가 나면 감속재 온도 조절 밸브가 열려 온도를 관리한다.

그리고 1호기의 경우 작은 온도 조절 밸브는 완전히 열리고 큰 온도 조절 밸브는 65% 열림에서 운전되도록 되어 있으나, 체르나보다 2호기의 경우는 정상시 감속재 온도를 69도에 유지하도록 되어 있는데, 이는 열교환기 용량 증가에 따른 것이며 작은 온도 조절 밸브는 완전 열린 상태에서 큰 밸브는 54% 열림에서 운전하도록 되어 있다.

이는 원자로 정지 냉각 시스템 열교환기에 200 l/sec의 계산 근거에

의한 것이다.

또한 원자로 피더관의 재질에 종전보다 크롬 함량을 증대하여 부식 방지에 대비하였는데, 이는 다른 CANDU 원전의 운전 경험에 따라 적용된 것이다.

피더 지지대 즉 캔틸레브식 피더 지지대에 추가로 루부라이트 패드를 설치하여 다른 발전소에서 있었던 문제점을 보완하는 설계 변경이 있었다.

사. 열 수송 계통 관련

(Related Heat Transport System)

열 수송 계통은 중수를 매개체로 하여 핵분열에서 발생한 열에너지를 증기발생기까지 수송하여 증기발생기 2차측의 급수에 열에너지를 전달해 주는 것을 주기능으로 하고 아울러 핵분열에 의하여 발생한 열에너지에 의해 연료봉의 온도가 과도하게 상승하지 않도록 핵연료를 냉각시켜주는 기능도 한다.

열 수송 계통의 과압 보호를 위하여 액체 방출 밸브와 탈기 응축기의 방출 밸브가 설치된다. 방출 밸브를 통해 방출된 과압 증기는 탈기 응축기로 유료가 형성되게 되어 있다.

이와 관련된 설계 변경은 구리 유량관을 SS관으로 재질을 변경하고 탈기 응축기 방출 밸브 라인을 단축하였으며, 열 수송 압력 설정치를 자동 감소되도록 하였다.

또한 열 수송 액체 방출 밸브 위



체르나보다 원전(왼쪽이 2호기)

치 지시기 및 경보 회로 전원을 독립시켜 안전성을 제고하고 중수 저장 탱크 수위 감지기를 추가하였다.

또한 냉각재 상실 사고 또는 주중기 라인파열에 대비한 증기발생기의 압력 및 수위 계기를 한 단계 높은 등급으로 변경하였으며, 피터관의 마모를 방지하도록 pHa 밴드의 폭을 축소하였다.

만일 증기발생기의 세관 파열에 따라 보충되는 중수가 모자라게 될 때 이를 해결하기 위하여 중수 보충 탱크에 탈염수(Demin-eralized Water)를 제공되는 라인이 연결된다.

튜브의 T형 Grayloc 이음을 아이스 프라그로 교체한 경우도 있다. 이외에도 여러 가지의 설계 변경이 따랐다.

아. 기타 시스템의 설계 변경

루마니아 규제 법규에 따라 일부 변경된 것도 있다. 예를 들면 비상

시 운전지원센터와 기술지원센터를 일원화하는 것인데 일부 부정적인 면도 있다.

왜냐하면 비상시에서는 운전원이나 종사자가 중앙제어실과 현장에 있는 기술지원센터를 자유로이 왕래가 어렵기 때문이다.

규제 요건을 만족하기보다는 체르나보다 1호기의 운전 경험에 의하여 변경된 경우도 많다. 그리고 새로이 구매가 되지 않는 품목에 대하여는 동일하거나 향상된 규격으로 새롭게 구매하여야 한다. 이로 인한 설계 변경이 적지 않다.

원자로 건물내 종래의 PVC 동력 케이블 및 계측 제어 케이블을 상당한 초기 투자비를 감수하고도 환경적 재질의 케이블로 교체하였다.

핵연료 교환기의 중수 관리 계통의 설계 변경을 포함한 약 20여 건의 변경이 있었다. 1호기 및 다른

원전에서의 운전 경험을 접목한 경우가 많았다.

설계 변경에 따른 전문가 팀의 안전성 평가

전문가 보고서는 IAEA 당국을 통하여 루마니아에 정식으로 제출되고 곧 출판물로 발간될 예정이다. 이 보고서가 발간되기까지는 내용을 상세하게 인용하는 것을 자제하기를 권고하고 있다. 따라서 현 단계에서 상세하게 소개할 수 없음을 양지하기 바라며 이를 다음과 같이 요약해 본다.

가. 격납 용기 관통 부분의 격리 및 건전성 확보 : 체르나보다 1호기에 비하여 약 20개 정도의 추가 격리 밸브가 설치됨에 따른 건전성 확보 방안이 강구되어야 한다.

특히 원자로 격납 건물의 설치는

오래전에 설계 건설되었기 때문에 계통의 설계 변경과의 관계에서 검토가 필요하다.

나. 증기발생기 세관 파열 등 LOCA시 열 수송 계통의 중수 보충수의 결여를 우려하여 탈염수(경수)가 바로 중수 보충 탱크에 연결되는 설계 변경은 격리 밸브를 열 것인가의 그 결정은 운전원이 하게 되어 있다.

그러나 비싼 중수 값을 고려할 때 운전원이 결정한다는 것은 상당한 부담을 주게 될 것이다. 결국 인간 오류의 확률을 증가시키는 요인이 될 수도 있는 것이다.

다. 감속재 관련 계통의 격납 건물 격리 밸브 설치와 관련하여 튜브를 포함한 소구경 배관의 격리 밸브는 설치가 쉽지 않을 것이며, 이의 운용에 대하여 격납 건물이 완벽한 건전성 확보를 전제로 별도의 절차서가 필요하다.

라. 비상 노심 냉각 계통의 밸브의 자동 작동 등 많은 설계 변경으로 이용 불능도(unavailability)는 목표인 1.0E-3을 충족하고 있다. 그러나 체르나보다 1호기의 PSA 평가모델이 개발되어야 하고 피드백 시켜야 할 것이다.

바. 동력 및 계측 제어 케이블의 피복 자재가 PVC로 된 케이블의 구매는 내열, 내방사선 및 유독성이 없는 규격에 맞는 제품으로 QA 절차서에 따라 이루어 이루어지도록

한다.

바. 칼란드리아 환 기체 계통은 핵연료 채널의 누설을 확인하는 계통이다. 만일 핵연료 압력관에 누설이 확인되면 환 기체 시스템의 격리 밸브는 열린 상태를 유지하게 되어 있다.

평소 운전중에 격납 건물 바깥에 있는 CO₂ 용기에 압력이 유지된 채로 열려 있기 때문이다.

그러나 튜브 파단 사고로 이어지면서 격납 건물 내부의 압력이 높아지면 거꾸로 격납 건물 내부의 공기가 외부로 나오게 되는 결과가 되므로 운전원이 수동으로 격리 밸브를 잠궈야 한다. 이 역시 운전원에게 부담이 아닐 수 없으므로 PSA 평가 대상에 포함되어야 한다.

사. 일반적인 CANDU 원자로의 이슈 사항

- 칼란드리아 튜브와 액체 주입 노즐과의 접촉 가능성은 체르나보다 원전에 국한되는 이슈는 아니다. 모든 CANDU 원자로에 동일한 접촉 가능성이 있는 것이다.

서로 수평으로 90도의 각도로 위치하고 있어 핵연료 집합체의 무게와 장기간 중성자 흡수로 칼란드리아관은 점점 변형되어 액체 주입 노즐과 접촉한다는 계산이 나오며 이에 대한 대비가 필요하다.

- 트리튬 방사선량을 줄이기 위한 트리튬 제거 시설의 설치를 고려해야 한다. 이 또한 체르나보다 원

전의 이슈만은 아니다.

결언

체르나보다 2호기의 설계 변경이 1호기에 대비하여 PSA 측면의 안전성 평가를 제한된 시간에 광범위하게 평가하였다.

수행해야 할 업무와 계획을 IAEA에서 주관하였고 최종 보고서 종합도 IAEA에서 진행하고 있다. 본인은 전문가의 한 사람으로 참여하여 이를 요약해 본 것이다.

월성 2·3·4호기보다 체르나보다 2호기에서 발전소 계통의 건전성과 신뢰성을 제고하기 위하여 더 많은 설계 변경이 있었음을 확인할 수 있었다. 국내 당국자도 참고하기를 권고하고 싶다.

그 동안 국내 여러분이 IAEA의 요청에 의하여 전문가로 활동한 분이 많이 계신다. 한편 생각해 보면 우리나라가 여러 분야에서 IAEA의 도움을 받아 전문가를 활용하여 왔던 과거를 생각해 보게 된다.

본인 역시 과학기술처 근무 시절에 IAEA 전문가를 요청한 적도 있다. 격세지감을 느끼지 않을 수 없는 일이다. 우리도 외국을 도와주고 있다는 사실을 말이다.

더욱이 원자력 발전 기술을 완전 자립하여 외국에 진출하고 있는 현 단계에 우리는 살고 있는 것이다.