



CANDU 9의 안전성 향상과 엔지니어링 및 인허가

S.K.W.Yu

캐나다원자력공사

CANDU 9은 달링턴 및 브루스-B 원전과 같은 다수기 개념(multi-unit)¹⁾에 근거하여 AECL의 엔지니어링 및 연구 프로그램을 더욱 향상시킨 935MWe급 원자로이다.

CANDU 9은 이미 입증된 계통 및 구성 부품을 사용한다는 장점 외에도 보다 높은 전기 출력, 보다 증진된 부지 활용도와 더욱 개선된 발전소 레이아웃, 제고된 안전성 그리고 결과적으로 운전 능력을 향상시킬 제어실 기능 등을 장점으로 제시하고 있다.

원자력 프로젝트와 관련된 주요 리스크 중의 하나가 인허가 활동의 지연이므로 AECL은 CANDU 9 설계를 캐나다 원자력관리위원회(AECB)의 검토를 위해 이미 제출한 상태에 있으며, 캐나다에서 CANDU

9의 인허가 취득상 개념적 장애는 없는 것으로 확인되고 있다.

CANDU 9 원자력발전소의 엔지니어링 업무는 안전 고장률(safety performance)의 향상과 새로운 문제점으로 떠오르고 있는 인허가 및 안전 관련 사항들에 유의함으로써 안전성을 향상시킬 수 있는 기틀을 마련하였다.

본 논문에서는 CANDU 9의 현재까지 엔지니어링 및 인허가 추진 상황의 요약과 함께 안전성 향상에 대한 개념을 CANDU 9 발전소 설계에 어떻게 반영하고 있는지를 설명하고자 한다.

서 언

브루스 원전에서 발전소 4기의 성

공적 건설을 바탕으로 브루스-B 원전의 900MWe급 원자로 상업 운전이 80년에 시작되었으며 90년대 초에는 달링턴 원전에서 4기의 신규 900MWe급 원자로의 시운전을 개시하였다.

CANDU 9의 다수기 개념은 달링턴과 브루스-B 원전에 기초하고, 현재 진행중인 엔지니어링 및 연구 프로그램²⁾을 통해 더욱 향상시킨 935MWe급 원자로이다.

CANDU 9은 이미 입증된 계통과 구성 부품들을 사용한다는 이점에 덧붙여 보다 높은 출력, 더 증진된 발전소 부지 활용도, 개선된 발전소 레이아웃, 향상된 안전성, 그리고 결과적으로 인적 실수(human error)의 개연성을 더욱 줄임으로써 운전 능력을 향상시키는 제어실 기능 등의 장점을

1) Multi-unit : 다수기 개념, 즉 종래와 달리 4기의 CANDU 9 원자로가 하나의 제어실과 터빈홀, 전공 빌딩, 그리고 연료 처리 기자재를 공동으로 사용하므로 단순화한다는 개념임.

2) 「차세대 CANDU 발전소」 K.R.Hedges과 S.K.W.Yu 공저. 제1차 태평양연안국원자력회의(PBNC), Banff, Alberta, Canada. 1998.5.

보유하고 있다.

또한 오랜 운전 노년(reactor-years)에 걸쳐 습득된 운전상 피드백과 경험을 바탕으로 여러 가지 세부적인 면에서도 개선을 해오고 있다.³⁾

AECL은 중간 사이즈 제품인 CANDU 6를 계속 향상시킴은 물론 큰 사이즈인 CANDU 9의 개량도 지속해 나갈 것이다.

이러한 개량적 업무에는 새로운 기술을 두 제품의 특성에 적용함은 물론, 엔지니어링과 제품의 납품과 관련된 건설 업무 절차에 반영하는 것도 포함된다.

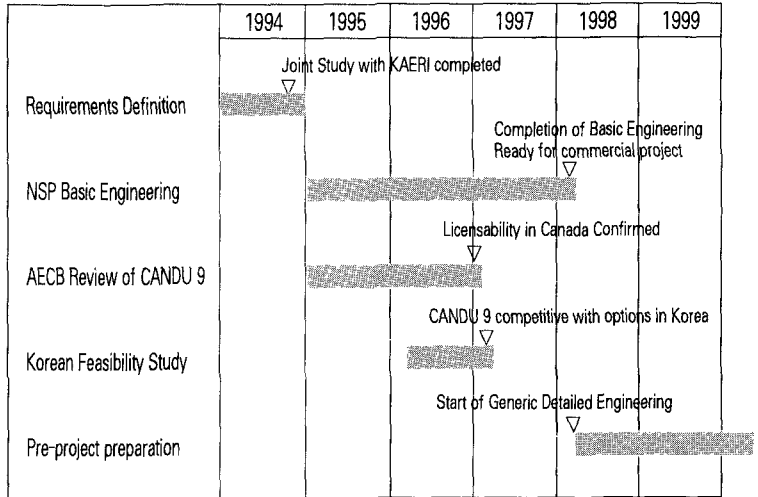
CANDU 9 프로그램

CANDU 9 제품 설계상 요구 조건의 정의 작업과 개념적 연구에 이어 기본적 엔지니어링 프로그램(BEP)이 작성되었는데 이는 93년에 시작되었다.

개념적 연구는 94년에 한국원자력연구소(KAERI)와 공동 개발 프로그램으로 수행되었다.

동 BEP는 95년 1월에 착수된 39개월간의 프로그램으로 98년 3월말에 완료되었으며, 98년 3월까지 총 소요된 노력은 450man-years를 넘었다.

동 연구 Scope에는 관리 부문(up-front)의 설계 엔지니어링과 함께 프



〈그림〉 CANDU 9 Program Milestones

로젝트 추진상 리스크를 감소시키기 위한 AECB가 수행할 인허가 가능성 검토도 포함된다.

전반적인 프로그램 Milestones는 〈그림〉과 같다.

96년에 CANDU 9과 타 원자로의 사양을 비교하기 위한 한국의 타당성 조사가 수행되었는데, AECL은 동 타당성 조사팀의 질문에 많은 서면 답변을 하였으며 기술적·경제적 평가에 대한 입력 자료도 제공하였다.

동 타당성 조사에 의하면 CANDU 9이 타 원자로보다 경쟁력이 있다고 결론을 내리고 있다.

97년 1월엔 2년간에 걸친 AECB가 수행한 인허가 검토도 완료되었다.

1. 기본적 엔지니어링 프로그램

기본적 엔지니어링 프로그램(BEP)이 98년 3월에 수립되었을 때 다음과 같은 개괄적인 목적과 일치하고 있었다.

- CANDU 9 발전소가 캐나다에서 허가 가능함을 확인
- 설계가 건전함을 밝힐 것
- 제1호기 건설을 위한 83개월 목표를 달성하기 위한 충분한 관리 부문 업무(up-front work)의 완성

AECB와의 2년에 걸친 인허가 가능성 검토 프로그램은 97년 1월에 완료⁴⁾되었으며 AECB의 보고서에 따라 다음과 같이 요약할 수 있다.

3) 「발전소 운전에서 습득한 경험과 CANDU 9 개선 사항」 KAIF/CAN CANDU 서울 세미나, 1998.9.

4) 「CANDU-현재와 미래의 고객과 규제자의 요구에 상응하는 CANDU 제품」 V.G.Snell and J.R.Webb, PBNB Banff, Alberta, Canada, 1998.5.



본 보고서에서 서류상으로 검토한 바에 따라 AECB의 스템은 다음과 같이 판단함

- 1995년 1월 1일 CANDU 9 설계는 인허가 요구 조건에 맞도록 자료를 모아 캐나다에서 편집하거나 제작할 수 있음
- CANDU 9 설계를 위해 일반적 행동 계획 (GAI)에 맞추어 AECL이 제한된 방법은 현재 캐나다에서 CANDU 원자로 운전상 인정되는 사항과 같거나 또는 그것을 개선한 것임
- AECL은 96년 6월에 제기된 주요 문제점에 대해 적절히 인허가하였음. 「AECB 스템의 CANDU 9 인허가 가능성에 대한 잠정 발표」
- 따라서 AECB 스템은 캐나다에서 CANDU 9의 인허가 가능성에 대한 근본적인 장애 요인은 없다고 결론지음

엔지니어링도 충분히 완성되었으므로 기술적·인허가상 리스크만 제외하고 성공적으로 목표 계획 기간 내에 인허가를 취득할 수 있을 것이다.

발전소 건물을 위한 공간 배치가 모두 완료되었으며, 주요 계통의 완벽한 3차원의 배치(3D layout)도 CAD 설계 모델(CADD model)에 반영되었다.

기본적 엔지니어링 프로그램(BEP) 제작중에 완성된 Work Scope는 290개 milestones에 맞게 조정하며, 각 프로젝트 단계에서 직접 사용될 수많은 공식 서류를 포함하고 있는 690개 인계 인수 자료도 생산하게 되어 있다.

뿐만 아니라 프로젝트 수행에 사용할 목적으로 많은 컴퓨터 파일도 제작되었다.

결국 CANDU 9은 이미 상업적 프

로젝트로 시행될 준비가 되어 있다.

2. 일반 상세 엔지니어링 프로그램

98년 3월 기본적 엔지니어링 프로그램(BEP)의 목적에 맞추어 AECL은 최초의 CANDU 9 프로젝트의 납품을 위한 준비를 계속하고 있다.

기본적 엔지니어링 프로그램의 초점은 인허가 가능성 검토와 리스크 감소였으므로 대부분의 상세 설계는 특별 안전 계통과 관련된 주요 안전 관련 계통에 국한되고 있다.

이러한 업무는 인허가 일치 사항의 이행은 물론, 이미 제공된 관리 부문 개선 사항의 정의 또는 참조 발전소, 계통 및 구성 부품(component)과는 달리 개량된 특성이 있음을 입증하였다.

안전성 분석과 기자재 설계 엔지니어링을 포함한 일반적 상세 엔지니어링을 수행함으로써 프로젝트 공기를 단축시키거나 또는 프로젝트 리스크를 감소시키게 될 것이다.

CANDU 9 프로그램상 일반 상세 엔지니어링(GDE) 단계에서 수행될 세부 작업 내용도 이미 확인되어 있다.

이 프로그램에 따라 단기 프로젝트의 공기 준수를 위한 업무를 수행해 나가게 될 것이며, 그렇게 함으로써 AECL의 CANDU 9 제품에 대한 약속을 지키고 CANDU 9 프로젝트의 납기도 더욱 향상시키게 될 것이다.

뿐만 아니라 이러한 업무 수행으로 CANDU 9팀이 개량된 엔지니어링

도구와 업무 절차를 가지고 일을 계속 추진할 수 있다는 이점을 더 가지게 될 것이며, 또 그렇게 함으로써 우리의 최초 프로젝트에 착수할 준비도 완료되는 것이다.

CANDU 9 안전성 및 인허가 활용

기본 엔지니어링 프로그램(BEP) 수립중 CANDU 9의 인허가 가능성 검토 자료에 포함되는 것은 상세 설계 요건 서류와 설계 방법 (예: 안전성 필수 소프트웨어), 안전성 분석, 개연적 안전성 분석, 그리고 품질 보증, 원자로 폐기 처분(decommissioning), 사고 방지 안전 장치 및 보안상 요구 조건과 같은 기타 프로그램 서류 등이다.

특히 선정된 사안의 경우에는 AECB 위원들이 설계 과정의 세부 내용을 검사하는 과정에서 제출된 총 200가지가 넘는 공식 서류를 검토하였다.

규제 사항의 검토가 끝나자 AECB는 캐나다에서 CANDU 9의 인허가 가능성을 확인하는 보고서를 발행하였다.

AECB에 제출된 광범위한 세부 제출 자료에 대한 검토는 특히 다음 사항에 초점을 두었다.

- CANDU 9 설계상 새롭거나 독특한 특성
- 새롭거나 개정된 AECB의 규제 관련 또는 심의 서류
- 모든 CANDU 9 발전소에 적용

되는 일반적 행동 계획

- 알려진 운전상 안전에 관한 문제점들
- 원자로 안전의 중요성

위험이 더욱 높은 모든 리스크에 관한 안전성과 인허가상의 문제점들은 CANDU 9의 기본적 엔지니어링 프로그램에서 이미 다루어졌기 때문에 일반적 상세 엔지니어링 프로그램에 포함될 안전성 및 인허가 업무를 위한 노력은 최초 프로젝트의 건설 허가를 신청하는 데 집중적으로 투입될 것이며, 주요 내용은 다음과 같다.

- 구성 체계의 개념 정의부터 시작하여 예비 안전성 분석 보고서(PSAR)상의 모든 주요 단원(chapter)의 작성
- 설계 기준 사건의 제한을 보다 완화하기 위한 안전성 분석의 잔여 부문 완성
- CANDU 9 인허가 가능성에 관한 AECB의 공식 발표에서 확인된 조치 사항들(action items)의 해결을 위해 AECB와 합의한 프로젝트 이전 단계(pre-project)에서 수행할 work scope의 시행.

상세 설계 단계에서 추진되는 모든 안전 관련 계통의 설계는 물론, 완성된 주요 예비 안전성 분석을 포함한 CANDU 9의 안전 활동은 여러 분석 결과의 정리와 상세 설계의 유효성 여부를 확인하는 데 역점을 두고 있다.

그 일례가 3차원의 GOTHIC 코

드에 의한 예비 원자로 격납 용기 분석(preliminary containment analyses)이다.

이러한 예비 원자로 격납 용기 분석은 1차원의 PRESCON Code를 사용하여 수행되었는데, 이로써 원자로 격납 용기(Containment)설계가 허가 기준을 충분히 충족시킬 수 있음이 입증되었다.

GOTHIC 코드에 의해 더욱 상세하게 산출된 계산 자료를 사용함으로써, 특히 수소 감축 능력과 같은 원자로 격납 용기의 성능을 더욱 정확하게 평가할 수 있게 될 것이다.

AECB 위원들은 CANDU 9 설계의 검토 결과에 따라 「CANDU 9 인허가 가능성에 관한 AECB 스텝의 발표문」에서 추가 조치 사항들을 명시하였는데, 위원들은 AECL이 CANDU 9의 프로젝트 단계에서 이들 추가 조치 사항들을 처리할 것으로 기대하고 있다.

이들 61개 추가 조치 사항을 Additional Work Items (AWIs)라 부른다.

현재로서 CANDU 9은 이들 추가 조치 사항 중 23개 사항을 처리중에 있는데 이 중 13개 사항은 안전 관련 전산 코드의 유효성과 감속재 순환 문제를 처리하기 위한 일반적 행동 계획(GAI)을 위한 R&D 노력과 같이 현재 진행중인 장기 계획에 따라 추진중에 있다.

총 25개 사항의 문제점들은 일반

적 상세 엔지니어링(GDE)의 수행 단계에서 해결할 계획으로 있으며, CANDU 9은 또 61개 추가 조치 사항 중 48개 사항에 대해서도 GDE 프로그램이 종료될 때까지는 처리할 것이다.

그밖에 나머지 문제점들은 프로젝트 추진중에 조치 완료될 예정인데, 이들 문제점들은 프로젝트의 인허가 취득에 약간의 리스크를 끼칠 수 있다고 조사 과정에서 판단된 것도 있지만, 프로젝트 단계에 가서 최종 인허가 자료 제출시이나 처리될 수도 있을 것이다.

예비 안전성 분석 보고서는 현재 추진중에 있으며, 인허가 가능성 공식 발표에서 제기된 추가 조치 사항(additional work items)의 대부분을 해결하기 위한 AECB와의 접촉은 현재도 계속되고 있다.

일반적 상세 엔지니어링 프로그램의 첫해 동안 CANDU 9은 분할 제어 계통 중대 사고, 감속재 시험 설비, 수소 감축은 물론, 열수송 계통 음향과 관련된 주요 추가 조치 사항(key additional work items)도 처리할 예정으로 있다.

안전성 향상

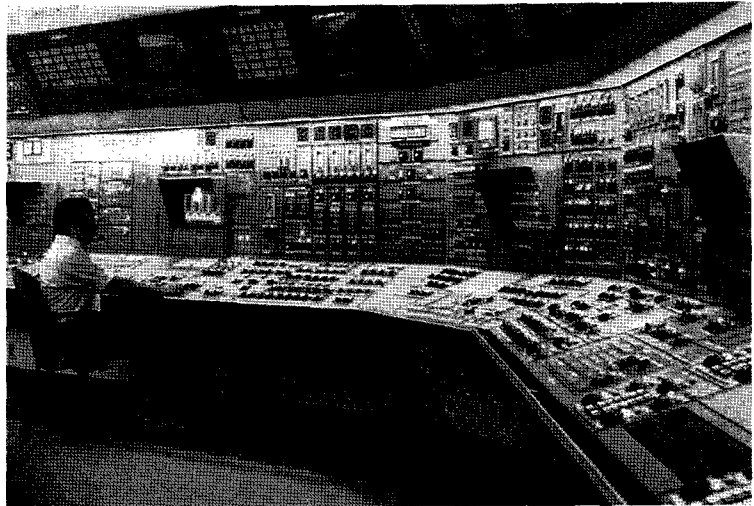
인허가 가능성 발표문에서 AECB 스텝들이 CANDU 9 발전소의 주요 특성에 관해 특별히 언급하고 있는데, 이는 종전 CANDU 발전소와 비

교환 때 개량된 특성으로 간주되고 있는 것 들이다.

AECB 스텝들이 종전의 CANDU 발전소와 비교하여 개량된 것으로 간주하고 있는 주요 특성은 다음과 같다.

- ① 원자로 격납 용기(containment) 보다 높아진 설계 압력, 더욱 낮아진 설계 누설률, 보다 신뢰할 수 있는 격리 영역, 개선된 공기 밀폐, 수소 농도 완화 능력 향상, 그리고 다우징 계통(dusing system : 물을 이용한 에너지 흡수 계통)을 제거함으로 단순화함
- ② 주 제어실의 내진 능력
- ③ 개선된 전기 계통
- ④ 비상수 저장 시스템(reserve water system)과 같은 중대 사고 처리를 위한 항상 방안과 개량된 차폐조 증기 방출 장치
- ⑤ 출력 정지, 최대 압력 그리고 고온 상태하에서도 작동될 수 있는 정지 냉각 계통(shutdown cooling system)과 정지 배수 상태에 대비한 열흡수재의 개량
- ⑥ 발전소 유로 상실 사고(loss of flow events) 대응을 위해 가압기 개량
- ⑦ 증기 계통과 냉각수 계통 그리고 전기 계통간의 격리 영역 개선

AECB 스텝들은 또한 CANDU 9의 설계 단계에서 채택된 인적 요인 공학(human Factor engineering)



캐나다의 달링턴(Darlington) 원전 중앙제어실

접근 방법이 발전소 설계를 전체적으로 향상시키는 데 기여할 것으로 보고 있다.

설계상 새로운 주요 특성에는 분할 제어 계통, 비상수 저장 시스템, 그리고 단순해진 파열판과 부레식 격리 밸브와 함께 비상 노심 냉각 계통(emergency core cooling system)의 2차측 밸브의 교체도 포함된다.

CANDU 9 원자력발전소 설계 업무는 안전 고장률의 개선과 새로이 부각되고 있는 인허가 및 안전상 문제점에 유의함으로써 안전성을 향상시킬 기회를 제공하고 있다.

설계 요원들은 보다 피동적인 중대 사고 예방을 위한 포괄적 설계 외에도 감속재, 종단 차폐체(end

shield), 원자로 격납 용기 그리고 비상 노심 냉각(ECC) 계통의 평가 및 설계 변경과 함께 개선을 했으며, 이렇게 향상시킨 안전성에 관한 요점을 요약하면 아래와 같다.

1. 원자로 격납 용기

종래의 CANDU 원자로 격납 용기(containment) 시스템 설계에는 고유량 살수 스프레이를 이용한 압력 억제 계통과 다수기 개념의 발전소에 있는 진공 건물 등이 포함되는데 이들 계통의 신뢰성은 입증된 바 있다.

그러나 고객들의 요구가 변하고 있으므로 더욱 새로워진 CANDU 설계에는 재래식 post-tensioned⁵⁾ 콘크리트 건물 내부에 강철 라이너를 사

5) Prestressd concrete에서 콘크리트를 친 다음 철근에 인장 응력을 주는 것.

용하는 대규모 건식 원자로 격납 용기 개념을 반영하고 있다.

전반적인 중대 사고 프로그램이 예방적 조치와 사고를 완화시키고 조치 간의 균형을 도모하는 반면에, 원자로 격납 용기의 역할은 사고를 완화시키는 수단으로서 중요하다 하겠다.

CANDU 9 원자로 건물은 강철을 입힌 프리스트레스콘크리트 구조물로 생물학적 차폐와 환경적인 구역 설정(예 : 가상 냉각재 상실 사고시 압력 한계)의 역할을 한다.

개량된 CANDU 9 원자로 격납 용기 계통은 보다 단순화되고 원자로 격납 용기의 건전성을 향상시키기 위해 다우징 계통(dousing system)⁶⁾을 없앤 하나의 큰 건식 steel lined 원통형 구조물이다.

설계 누설률은 설계 압력에서 0.2% volume/day이다.

보다 낮은 설계 누설률 때문에 CANDU 9의 부지 선정을 위한 비거주 지역(exclusion area) 반경은 격납 용기로부터 500m밖에 되지 않으므로 CANDU 9 발전소 필요 부지면적을 현저히 줄일 수 있다.

이는 한국의 경우 부지 선정 조건과 토지 사용의 제약성에 비추어 볼 때 커다란 이점이라 하겠다.

원자로 격납 용기의 유연성 때문에 용적이 충분히 커져 설계 압력하에 냉각재 상실 사고(LOCA)의 경우에

도 최대 압력을 억제할 계통이 필요하다.

원자로 격납 용기 내부에 성능이 좋은 기자재를 설치함으로써 크고 개방된 용적이 확보되어 자연 순환이 잘 되어 수소 트랩(Trap)도 필요없게 된다.

피동적 접촉 재결합기(passive catalytic recombiners)는 냉각재 상실 사고 발생후 장기간 동안 수소 농축을 콘트롤하는 데 쓰여지며, 단기 콘트롤하는 데는 점화약(igniters : 월성 CANDU 6 원자로에서 사용되는 것과 같은 것)을 사용하고 있다.

원자로 격납 용기 외벽은 최대한 가상 냉각재 상실 사고 후에 발생할 수 있는 최고 압력에도 견딜 수 있도록 설계되어 있으며, 원자로 격납 용기 외벽을 통과하는 배관 계통에는 이중 격리 밸브가 있다.

격납 용기 시스템은 내부 압력이 증가하거나 방사능 누출이 탐지될 경우에 격납 용기 내 공기에 노출된 모든 원자로 건물을 자동으로 패쇄한다(예 : buttons-up : 방어를 위해 잠그거나 닫는 것).

격납 용기 구조물을 관통하는 환기 계통의 자동 격리 능력도 제고시켰는데, 신뢰도 향상을 위해 2개의 분리 독립된 계통을 사용하여 격리시키고 있다.

장기간 사용하는 격납 용기 내 공기 열흡수재(heat sink)는 원자로 건물의 공기 냉각기를 통해 공급된다.

2. 원자로 냉각 계통

CANDU 9의 기본적 프로세스 시스템, 즉 참조 설계(브루스-B)와 관련된 열수송 계통(Heat Transport System : HTS)에는 2가지 개선 사항이 있는데, 첫번째 개선 사항은 원자로 입구 자관(feeders)들을 교차시킴으로써 이웃하고 있는 채널(channel)들이 교대로 연결되어 원자로 입구와 출구의 대형 배관(headers)들을 서로 격리시키는 것이며, 이렇게 함으로써 각 입구 헤더(header)와 통하는 핵연료 채널(fuel channel)들이 노심 전체에 균일하게 배열되는 것이다.

이렇게 교차되는 배열은 열수송 계통의 대형 배관 파열로 인한 능동적 반응도 삽입(positive reactivity insertion)을 최소화시킨다.

두 번째 개선 사항은 100°C하에 최대 출력에서부터 정지 상황에 이르기까지 열수송 계통 내 원자로 냉각재 수량 변화를 수용할 수 있도록 더욱 커진 가압기(pressurizer)의 설치이다.

이러한 개선으로 출력 운전중 필요한 동력 상실 사고(loss of class 1V electrical power)와 관련된 증

6) Dousing system : 냉각재 상실 사고에 따른 격납 용기 내의 과압 상태를 제한하기 위하여 사용되는 물을 이용한 에너지 흡수 계통으로 동력 장치 없이 중력을 이용 경수를 살포함.

기 계통 파단 사고를 포함한 과도 현상(transient)은 물론, 냉각재 유량 상실(loss of forced flow)로 인한 사고시 열수송 계통(HTS)의 자연 순환 능력도 향상시킨다.

이는 열수송 계통 내 원자로 냉각재 수량이 냉각(cooldown)중 항상 유지될 수 있기 때문에 가능한 것이다.

3. 중복 계통의 취합과 여유 내진 능력

안전 관련 계통의 취합(grouping)과 분산(separation) 개념은 오랜 기간 동안 CANDU 발전소 설계의 중요한 요소이다.

이 개념은 일반적 원인에 의한 사건 때문에 주요한 안전 기능의 수행 능력이 저하되지 않도록 하기 위해 안전 관련 계통을 물리적·기능적으로 분산시키는 것이다.

이 개념에 따라서 발전소가 정지되고 잔열이 제거되며 또한 발전소 운전 상황이 Group 1 및 Group 2로 알려진 2개의 그룹 중 하나의 계통과 구성 부문에 의해 감시되는 것이다.

CANDU 9 설계를 위하여 중복 계통의 추가와 냉각수 및 전력 공급을 다양화함으로써 이 개념을 개선시켰다.

더욱이 관리하에 운전 정지와 냉각 상태를 유지하는 데 필요한 제어를 더욱 원활히 하기 위한 발전소 감

시와 관리 기능을 강조해 오고 있다.

Group 2의 급수 계통(feedwater system)은 Group 1의 급수 계통(주 및 보조 급수 펌프가 있는)의 완전 기능 상실시 증기발생기(steam generator)에 비상 용수를 공급하도록 설계되어 있다.

이 새로운 시스템은 내진면에서 성능이 인정될 뿐 아니라, 증기발생기 압력 운전이 최대한 가능하므로 증기발생기의 어떤 운전 상황에도 대응할 수 있다.

모든 안전 계통들을 자동으로 작동함으로써 긴장된 사고 상태에서 운전원의 행동에만 의존하는 것을 줄일 수 있게 된다.

조사한 바에 따르면 운전원의 대응 가능 시간이 길어져서 일반적으로 사고 상태의 경우 8시간이 걸렸다.

이는 주로 Group 2 급수 계통의 특성 때문에 얻어진 결과인데, 이 급수 계통은 자동으로 작동되어 증기발생기에 냉각수를 공급, 약 10시간 동안에 잔열을 제거할 수 있다.

뿐만 아니라 주제어실과 2차 제어 구역은 안전 계통의 취합과 분산 설계의 요구 조건을 충족시키기 위해 설계되어 있다.

주제어실은 지진과 같은 외부 사건을 포함하여 모든 설계 사고시 사용되는데 반해 2차 제어 구역은 단지 큰 화재나 주제어실에서 철수해야 할 바람직 하지 않은 사태(hostile takeover)와 같은 사건 발생시에만

필요하다.

이들 두 설비는 설계 기준 및 외부 사건 발생중에 운전하는데 적절하며, 필요한 구조물과 계통들도 충분히 견고하여 그 성능을 인정받고 있다.

4. 비상수 저장 계통

CANDU 9 설계는 원자로 건물 내 증기발생기 상부에 높이 설치되어 있는 토러스 형태의 탱크에 다량의 비상수를 저장하도록 되어 있다.

비상수 저장조(reserve water tank)는 저압 비상 냉각재 주입과 급수 공급 보충은 물론, 차폐조와 감속재 그리고 열수송 계통에 보충재의 공급과 같은 몇몇 저압 냉각 부하시에 비상 냉각수를 공급한다.

비상수 저장조는 또한 정상의 종단 차폐체(end shield) 냉각 회로와 연결되어 있다.

원자로 정상 운전중 비상수 저장조는 순환 펌프를 사용하는 종단 차폐체 냉각 계통에 필요한 head tank로서의 역할을 한다.

그러나 종단 차폐체 냉각 회로에서 강제 순환 능력 상실이나 종단 차폐체 열교환기용 냉각수 상실과 같은 process 고장시 다량의 냉각수를 보관하고 있는 비상수 저장조(reserve water tank)가 피동적 열흡수체(heat sink)로서의 역할을 한다.

원자로의 종단 차폐체와 비상수 저장조와의 사이에 기차재 설치와 배관 연결은 종단 차폐체로부터 열제거를

위한 증발 능력을 촉진토록 설계되어 있다.

비상수 저장조의 큰 열수용 능력으로 중단 차폐체의 냉각재, 칼란드리아(Calandria)⁷⁾ 그리고 중단 차폐체 튜브판의 가열 속도를 느리게 하며, 또한 운전원을 위해 장기간 동안 연료 채널의 건전성을 유지케 할 것이다.

중단 차폐 체계통의 냉각재 유량 상실(a loss of flow) 후 증발에 의한 냉각의 적정성 확인을 위한 분석이 수행되고 있다.⁸⁾

5. 중대 사고 완화

CANDU 설계의 독특한 특성은 냉각재 상실 사고는 물론, 심지어 비상 냉각재 주입 계통의 고장시에도 연료 용융을 방지할 수 있다는 데 있다.

이러한 기능은 핵연료로부터 약 1cm 떨어져서 연료 채널을 둘러싸고 있는 냉·저압의 감속재 계통에 의해 이루어진다.

이러한 중대 사고의 경우 핵연료가 연료 채널 내부에서 붕괴될 수도 있으며, 압력관이 부풀거나 휘어져 칼란드리아관(Calandria tube)과 접촉할 수도 있고, 잔열이 감속재 증수 쪽으로 전달될 수도 있는데 별도의 감속재 냉각 계통이 이 잔열을 제거하게 된다.

감속재 냉각 계통에서 더욱 심각한 중대 사고가 발생될 경우에는 감속재 증수가 천천히 끓어서 증발된다.

연료 채널이 휘어지게 되고 붕괴도 점진적으로 칼란드리아 탱크 바닥 쪽으로 진행된다.

잔열(decay heat)은 차폐조 냉각 수쪽으로 전도됨으로써 제거된다.

이러한 설계의 안전성에 대한 핵심적 장점은 연료가 칼란드리아 탱크로 침투되기까지 장시간(24시간까지)이 걸린다는 점이다.

최악의 경우에도 단지 소량의 핵연료만 이 시간 동안 용융 상태로 된다.

위에서 언급한 바와 같이 CANDU 9은 칼란드리아 차폐조와 비상수 냉각 저수조(reserve water storage tank)를 연결함으로써 피동적 열 제거 수준을 더욱 제고시키고 있다.

이리하여 칼란드리아 동관 내부에 핵폭발 조각(debris)을 수용할 수 있도록 매우 많은 양의 냉각수를 공급하며 사고 처리를 위한 조치를 하기까지의 시간도 벌 수 있게 된다.

또한 사고후 처리 시스템 설계를 위한 중요한 Input 자료가 운전원 대응 지침서(Operator Response Guidelines : ORGs)로서 이는 비상노심 냉각 계통(ECCS)의 냉각재 상실 사고, 증기 계통 파열 그리고 출력

운전중 필요한 동력 상실(loss of class IV electrical power)등과 같은 몇몇 비정상적인 사건에 대비해 수립된 것이다.

그외의 추가적인 비정상적인 사건에 대비한 운전원 대응 지침서(ORGs)도 수립중에 있다.

운전원 대응 지침서의 목적은 설계 단계에서 비정상적인 사건 후 전반적인 복구 전략을 개발하는 데 있다.

이들 서류는 사건 진단에 필요한 정보를 제공하고 비정상적인 사건의 후유증을 완화하기 위한 운전원의 최적 조치가 무엇인지를 확인시켜주고 있다.

복구 조치 내용은 구체적인 운전 목적 같은 것을 다루고 있는데, 예를 들면 임계 이하 유지, 연료 냉각 그리고 격납용기 건정성 확보 등이 있다.

운전원 대응 지침서는 필요한 정보·사건을 감지할 수 있는 징후들, 그리고 복구조치의 시행을 포함하여 필요한 발전소 안전 조건의 감시·관리 등에 관해 일일이 열거해 놓고 있다.

이와 같이 이들 지침은 제어 센터 설계시 사고후 처리를 위한 input 자료 제공을 도와주기 위한 목적으로 쓰인다.

6. 인적 요인의 공학적 접근

운전원과 발전소 시스템간의 인터

7) Calandria : 중수형 원자로에서 내부 유체의 도관 또는 유동 채널을 설치, 이곳을 통과하는 고압의 냉각재와 주위에 채워진 액체 감소재를 분리하게 하는 밀폐형의 대형 원통 용기이다.

8) 「강제 순환 상실의 경우 CANDU 9 중단 차폐체 냉각 분석」, N.K.Popov, L.A.Morris and D.N.Padhi Nuclear Simulation Symposium, Niagara-on-the-Lake, Ontario, Canada, 1997. 9



페이스를 향상시키기 위하여 CANDU 9 에서는 체계적인 계획 (systematic plan)이 수립되어 시행 중에 있다.

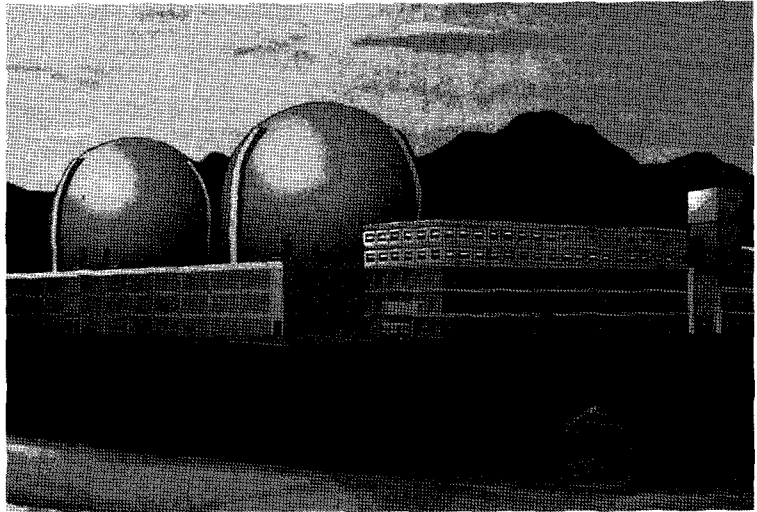
이러한 접근 방법은 개량된 방법과 도구를 사용하고 운전 경험으로부터 얻은 피드백을 참작하여 수립한다.

이러한 계획의 일환으로 완전 실물 모형(mockup) 크기의 주제어센터(주제어실)의 제어반(panel)과 콘솔(console : 조작반)⁹⁾을 제작하여 운전원과 발전소의 각종 경보·감시·제어상 인터페이스 등 상호 작용시 검증과 타당성을 조사할 수 있도록 하고 있다.

발전소의 각 계통 설계시 인적 요인에서 요구되는 사항을 검토하여 계통 제어시 발전소 요원들의 needs가 적절히 다루어지게 하고 있다.

운전 능력의 향상을 위해 CANDU 9 설계에서 개량된 제어 센터(control centre)를 개량하였는데, 이 제어 센터의 특성은 인간과 기계를 조화시키는 표준 제어반으로 통합된 디스플레이와 프리젠테이션 원리를 제공해주고 있으며, 이에 모든 조작반과 제어반에 발전소 공용 디스플레이 시스템도 포함되어 있다.

대형 중앙 감시 형태의 디스플레이를 함으로써 즉각적이고도 간단 명료한 발전소 운전 상황에 관한 정보를 제공하며, 운전원들이 발전소



CANDU 9 원전 개념도

상황을 매우 읽기 쉽고 인지하기 쉬운 포맷으로 알아볼 수 있게 한다.

강력하고도 유연한 경보 시스템은 광범위한 경보 계통 탐색은 물론, 우선 순위 부여와 질문 능력을 제공함으로써 운전 요원들이 사건과 발전소 상황을 보다 잘 감지할 수 있게 해준다.

CANDU 9의 원자로 정지 감시 컴퓨터에는 시험은 물론 온라인 중성자 Trip의 감지 능력 기능까지 있다.

온라인 감지의 구체적인 이점의 하나는 향상된 발전 정지 여유도 (margin-to-trip)이며, 이로써 불필요한 허위 정지 감식을 위해 안전 감시 컴퓨터가 자동으로 짧은 시간 내에 안전 계통을 시험할 수 있어

human error의 소지도 줄인다.

7. 정지 계통

CANDU의 관행은 실행 가능한 각 설계 기준 사건에서 2개의 각 원자로 정지 계통(SDS)에 2개의 trip 변수를 부여하고 있다.

발전 정지 변수를 CANDU 9에도 적용하는 것은 trip의 적용 범위를 강화시키는 데 있다 및 저수준의 감속재에 의한 trip을 제1원자로 정지 계통(SDS 1 : 중력 이용 제어봉 삽입)과 제2 원자로 정지 계통(SDS 2 : 가돌리움 용액 독물질을 감속재에 투입)에 추가시킨 것은 노심 내 냉각재 상실 사고나 감속재 작동실 패의 방지 능력을 제고시키기 위한 것이다.

9) Console : 수동으로 컴퓨터를 제어하는 입출력 장치, 조작원과 컴퓨터 사이에 대화할 수 있는 조작반임.

원자로 건물 내부 고온으로 인해 양 발전 정지 계통(shutdown system)에 trip(핵분열 연쇄 반응을 정지시키는 것)을 시키는 것은 원자로 건물 내에서 중·소규모의 증기 계통 파열에 대비하여 원자로 건물의 건전성을 높이기 위한 것이다.

8. 비상 노심 냉각 계통

비상 노심 냉각 계통(ECCS)의 설계는 배관수를 줄이고 피동적 one-way 파열판을 사용하여 비상 노심 냉각 계통과 열수송 계통(HTS)을 분리 시킴으로 냉각재 상실 사고의 경우에도 계통 운전 신뢰도를 제고시킨다.

비상 노심 냉각 계통을 개선한 CANDU 9은 계통의 신뢰도와 성능을 향상시키기 위해서 더욱 단순화하고 있다.

이러한 안전 계통이 핵심 개선 사항과 단순화된 내용은 다음과 같다.

- 중수(D₂O) 격리 밸브 대신 one-way 파열판 사용
- 고압 주입 밸브 제거
- 원자로 격납 용기 내 비상 노심 냉각수조(ECC watertank)의 설치
- 비상 노심 냉각수 주입 라인의 단축

비상 노심 냉각 계통을 이렇게 단순화함으로써 종전 설계에 비해 이런 특별 안전 계통의 신뢰 목표 수준도 높아지게 될 것이다.

또한 격리 및 주입 밸브를 제거시

킴으로써 자본 비용을 줄임과 동시에 운전 비용은 물론, 시험과 검사, 그리고 원자력발전소 수명 기간중 유지 보수 비용도 줄인다.

9. 방사선 방호

CANDU 9 플랜트 설계는 국제방사선방호위원회(ICRP : International Commission on Radiological Protection) 가 91년에 설계 목표로서 권고한 ICRP-60을 준수하고 있다.

CANDU 9 발전소는 근무자들의 총피폭량을 1 person-Sv/a보다 적게 하고 공중 1인의 최대 피폭량도 50 μ Sv/a보다 적도록 설계되어 있다.

근무자들의 내부 피폭량과 일반 공중에 대한 3중 수소(Tritium)의 방출을 줄이기 위해 취해진 방법은 격납 용기 내 증기 회수 계통을 매우 조심스럽게 설계함으로써 공기중 삼중수소량을 줄이게 될 것이다.

원자로 정지 상황에서 근무자들의 외부 피폭량을 감소시키기 위한 방법을 취함으로써 부식물 처리 방법의 개선은 물론 부식물의 방사능 전이도 줄이게 될 것이다.

발전소 운전중 원자로 건물에 상대적으로 쉽게 접근할 수 있는 것은 늘 그랬듯이 CANDU의 품질 증명(hallmark)의 이점이다.

보다 저준위의 방사능 구역과 삼중수소를 포함한 고준위 방사능 수증기를 조심스럽게 분리시킴으로써 이러한 접근이 지속될 수 있고 동시에 근

무자들의 총피폭량의 엄격한 목표도 달성할 수 있게 된다.

CANDU 9에서 방출되는 삼중수소의 양을 줄이기 위하여 원자로 건물 환기 시스템 공기 방출구에 건조기를 설치하고 있다.

또한 월성 1호기의 실적과 비교하여 불 때 적어도 3배나 더 많이 삼중수소의 방출을 줄이게 될 것으로 기대된다.

맺음말

CANDU 9은 935MWe급 원자로로서 다수기 개념인 달링턴과 브루스-B원전 설계에 기초하여 현재 진행 중인 CANDU 엔지니어링 및 연구 프로그램으로부터 몇 가지를 도입하여 추가적으로 향상시킨 것이다

기본적 엔지니어링 프로그램이 성공적으로 완료되었고, AECL이 AECB에 제출한 CANDU 9 설계의 심의 결과, 캐나다에서 CANDU 9의 인허가상 개념적 장애 요인은 없다는 것이 확인되었다.

CANDU 9 원자력발전소 엔지니어링 업무는 안전 고장률을 개선하고 새로이 부각되고 있는 인허가 및 안전 문제에 역점을 두으로써 안전성을 더욱 높이는 계기를 제공하였다.

CANDU 9 설계자들은 오늘날 요구되는 수준에 맞게 발전소 안전 특성을 혁신적으로 향상시켜 나가고 있다. ☞