

기·술·세·션

4S에 대한 NRC 사전 검토 현안

Current Status of NRC Pre-Application Review on 4S

Norihiko Handa, Kyoko Ishii

Toshiba Corporation

도시바(Toshiba)는 설계 인가(DA)를 신청하기 위해 U.S. NRC 4S(Super-Safe, Small and Simple)에 대한 사전 검토를 착수했다. NRC와의 공식 회의가 DA 허가를 준비하기 위하여 네 차례 연속하여 개최되었고 4건의 기술보고서가 NRC에 제출되었다. 공식 회의에서 NRC는 소듐냉각고속로뿐만 아니라 4S 특성에 관한 많은 질의와 언급이 있었다. 본고에는 일반적인 소듐냉각고속로에 적용되는 일반 항목들과 면허와 관련된 이슈들을 기술하였다.

주요 특성

4S는 원격지의 전력 공급, 400℃ 이상의 고온 증기 공급, 해수 담수화, 수소 생산 등을 위해 개발되는 작은 크기의 소듐냉각고속로에 적용되며, 30MWt 및 135MWt 출력의 설계는 완료되었다.

4S 개념은 30년 동안 핵연료 재장전이 필요 없고 원자로를 폐쇄 밀봉된 채 운전된다. 뿐만 아니라, 작은 크기의 원자로를 표준 이하의 설치에 적합한 원자로 건물을 만든다.

이러한 두 가지 특징은 국제적으로 우려하는 중요한 이슈인 3S(Safety, Security, and Safeguard)에 대한 해답을 제공한다.

<그림 1>은 이 문서에서 언급한 4S에 대한 설비 개념을 보여준다. 4S는 압력 용기 안에 모든 1차 냉각재 계통이 들어있는 풀 형태(pool-type)의 원자

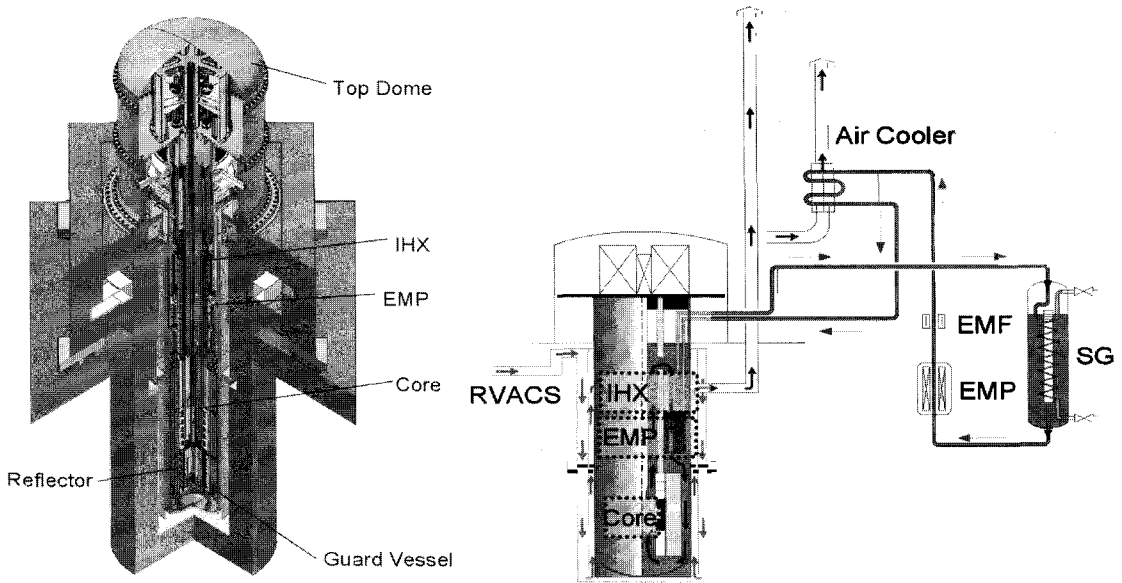
로이다.

원자로를 보호 압력 용기와 상부 돔으로 구성된 격납 용기 안에 위치한다. 1차 냉각재 계통에서의 열은 중간 열교환기(IHX)를 통하여 중간 열이송 계통으로 전달된다. 증기는 중간 계통에 설치된 증기발생기(SG)에서 생산된다.

원자로에 대한 정비 요소를 줄일 목적으로 (1)제어봉 대신 연료 연소를 보상하기 위한 반사체, (2)소듐에 잠긴 전전자기 펌프(EMP), (3)자연 순환 및 통풍을 적용한 잔열 제거 계통이 적용되었다.

따라서 운전중 핵연료 재장전이 필요하지 않고 원자로 기기들의 교체도 불필요하다. 소듐-물 반응을 방지하기 위하여 중간 계통에 감시 시스템에 더하여 이중벽 열전달 튜브 시스템이 SG의 정비 요소 감소를 위해 적용되었다.

The plant concept of 4S



2. 사전 검토 일정¹⁾

4S에 대한 첫 번째 NRC 사전 검토 공식 회의가 2007년 10월 23일 개최되었다. 네 번째 공식 회의가 2008년 8월 8일에 완료되었고 설비 설명에 대한 보고서 외에 4건의 기술보고서가 NRC에 제출되었다.

플랜트 설계, 금속 연료체(Metallic Fuel), 안전 설계 철학, 안전 해석, 중대 사고 대응 조치, PIRT²⁾ 등을 포함한 항목들이 이 회의에서 협의 되었다.

이 문서에는 일반적인 소듐냉각고속로에 적용할 수 있는 항목들, 예를 들어 플랜트 설계 기준 및 지침, 안전 평가에 대한 지침, 안전 해석 코드 확인 및 검증, 중대 사고/정책 이슈 등이 제시되어 있다.

플랜트 설계 기준 및 지침

지금까지 NRC는 두 가지의 소듐냉각고속로를 검토하였다. 즉 Clinch River Breeder Reactor(CRBR) 최종안전성평가보고서³⁾ 및 Power Reactor Innovative Small Module(PRISM) 예비안전성평가보고서⁴⁾가 그것이다.

NRC가 이 검토에서 참고한 설계 기준은 ANSI/ANS 54.15이다. 사전 검토를 준비하면서 '4S 플랜트 설계 기준(PDC)'은 4S 설계 특징 및 현재 경수로에 대한 규제 변경 경향을 고려하여 ANSI/ANS 54.1을 기초로 하여 수립되었다.

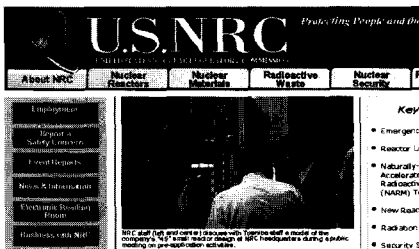
4S PDC는 4S 설계 기준으로 사용되었고 4S 안전 계통이 어떻게 설계 기준과 부합하는지를 NRC에 보고하였다.

이때 확률론적 위험도 평가(PRA)의 사용은 최소화 되었다. 왜냐하면 결정론적 규제가 설계 평가에 사용되어야 한다는 것이 첫 번째 공식 회의에서 논의 되었기 때문이다.

이러한 접근에 대하여, NRC는 규칙 설정(Rule-making) 과정에 독립성과 객관성에 관한 지적을 하였다. NRC가 지적한 이슈는 제3의 독립적인 기관에서 설계 기준을 수립하고 신청자가 기준에 맞출 수 있는지 설명이 필요하다는 것이다.

신청자와 관련이 없는 제3의 기관에 의한 설계 기준을 만드는 것이 중요하다고 NRC가 강조함에 따라 도시바는 적절한 일반 설계 기준을 수립하고 이해 관계자와 다른 산업체와의 협력으로 안전 해석 평가를 진행하

NRC Pre-Application Review

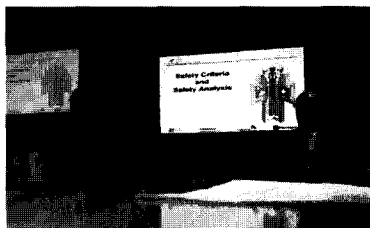


NRC Home Page

The 1st meeting: Plant Design Oct. 23 2007



The 2nd meeting: Metallic Fuel Feb.21 2008



The 3rd meeting: Design criteria and safety evaluation guideline: May 21 2008



The 4th meeting: PIRT Aug.8 2008
PIRT: Phenomena Identification and Ranking Table

기 위하여 ANS 54.1 표준위원회에 참여하였다.

안전 평가 지침

4S의 안전 평가를 위하여 안전 해석 및 안전 허용 기준을 위해 확인된 사건의 최신 개정이 필요하다. 그리고 도시바는 경수로에 대한 분석 방법론과 분석된 사건 선별을 설명하는 최신 지침(6)을 직접적으로 적용하였다.

첫째로, FMEA(Failure Mode and Effect Analysis)는 4S의 과도 현상 및 사고 후보를 확인하기 위하여 수행되었다. 그리고 이 사건들은 지침에 설명된 것과 같이 AOO(Anticipated Operational Occurrence), DBA(Design Basis Accidents), ATWS(Anticipated Transient Without Scram) 3개의 그룹으로 분류되었다.

더불어 원자로 온도 계수, 재료 특성값, 플랜트 설계 데이터를 위하여 보수적인 해석 컨디션이 수립되었다. 안전 해석 결과를 평가하기 위하여 안전 허용 기준이 수립될 필요성이 있다.

‘냉각 기하학(Coolable Geometry)’을 위한 기준으로써 크리프 변형을 기초로 한 기준을 도입하였다.

이것은 다른 기준들 중에서 설정하기 가장 어려운 것이었다. 크리프로 인해 클래딩 사이의 틈새(냉각재의 유로)까지 연료 크래딩 직경이 지속적으로 팽창하여 막혔을 경우 냉각 기하학 건전성이 상실될 것으로 추정한다. 이러한 접근에 대하여, NRC는 냉각 기하학에 대한 상세한 설명을 요구했다.

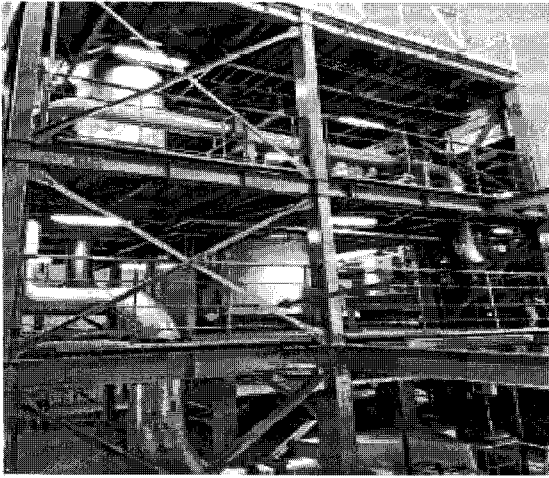
또한 제안된 기준이 일반화될 수 있든지 혹은 단지 4S 연료 특성에만 적용 가능한지 여부에 대한 보고서를 NRC에 제공해 줄 것을 요청하였다. 기준의 유효성은 앞으로 논의하게 될 것이다.

어떤 나라에서도 콘크리트 조건에서 냉각 기하학 기준을 어떻게 설정할 것인지가 어려운 면허 이슈이다. 상기에 언급한 기준은 4S 항목 정의를 기초로 수립되었다. 기준의 일반화를 위하여, 기준 가치뿐만 아니라 방법론에 대하여 보다 많은 국제적인 논의가 있어야 한다.

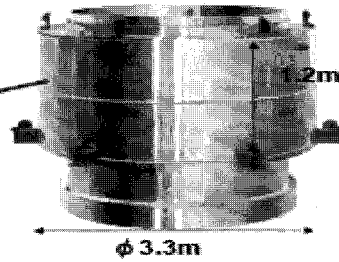
안전 해석 코드의 확인 및 검증

4S의 안전 성능은 ARGO 코드(7)로 해석되었다. 이 코드는 도시바에서 개발한 소듐냉각고속로에 대한 플랜트 역학 코드이다.

New Sodium Component Test Facility



- Max. Temp. 600°C
- Heating capacity 500kW
- Sodium inventory 8tons
- Sodium flow rate 0 ~ 10m³/min



안전 해석에 대한 해석 코드 및 이의 검증은 처음부터 NRC가 우려했던 것 중 하나이다. NRC는 과도 현상 및 사고 거동 해석에 사용될 수 있는 평가 모델에 대한 확인 및 검증에 참고할 수 있도록 규제 지침을 발행하였다.

공식 회의에서 NRC는 ARGO 코드에 대한 확인 및 검증의 필요성을 강조하였다. 이에 도시바는 DA 신청에 대한 준비로 ARGO에 대한 확인 및 검증을 추진하는 것으로 하고 장래에 이 주제에 대한 보고서를 제공할 의향을 NRC에 제시하였다.

NRC8), 9)에서 공식적인 이슈화 이후 ARGO 코드에 대하여 현재 확인 및 검증이 진행 중에 있다. 도시바는 ARGO 코드에 대한 확인(Verification)은 거의 완료하였다.

그리고 검증(Validation)에 대한 것은 PIRT를 사용하여 평가 모델의 적용 가능성을 증명하기 위한 시험의 동일성 검증이 진행중에 있고 이 시험은 수행될 것이다. ARGO 코드의 해석을 검증한 결과를 요약한 문서가 DA 신청과 함께 제출될 것이다.

주요 안전 기기의 검증

과거에 도시바는 4S 주요 기기와 관련된 원자로의 몇 가지 시험을 수행하였다. 시험에서 얻은 시험 데

이터는 안전에 특별히 중요한 4S 기기에 대한 실증 시험을 대체하는 데 사용되었고 상세한 것은 NRC에 보고되었다.

<표 1>에 나타난 것과 같이 이 시험들은 노심 주변에 원통 모양의 반사체를 이용한 임계 시험, 고연료 체적률(High Fuel Volume Fraction)과 함께 진보된 형태 하부 부품(Advanced Type Subassembly)의 수력학 시험, 미세 동작으로 움직이는 반사체 구동 장치 시험, 잔열 제거 계통에 대한 보호, 압력 용기로부터의 열복사 시험, 소듐 루프에서 사용하는 실물 크기의 EMP 시험, 이중벽 튜브 S/G 시험, 내진 격리 기 시험 등을 포함하고 있다.

공식 회의에서 시험 데이터에 대한 검증에 관한 문제는 이슈로 남았다. 시험 데이터 취득에 있어 품질의 일정 수준이 NRC에 의하여 요구됨으로써 단지 시험 데이터를 취득하기 위한 전통적인 시험 방법으로는 DA 신청에 미흡하다.

문제에 대한 대응으로 도시바는 고성능 기기에 대한 일부 실증 시험을 새롭게 수행하고 있다. 즉 NRC는 30년 동안 특별한 정비가 필요 없는 소듐에 잠긴 EMP에 특별한 관심을 보인다. EMP 시험은 NRC에서 품질을 요구한 이후 현재 진행중이다.

〈표 1〉 4S 설계를 지원하는 시험

설계특징	검증 항목	요구되는 시험	상태
소구경의 장원통형 노심	금속 연료체와 반사체 제어 노심의 원자로 설계 방법	임계 시험	완료
반사체 제어 노심			
고체적률 금속 연료체 노심	연료 하부 부품에서 압력 강하 확인	연료 수력학 시험	완료
반사체	미세 동작의 반사체 구동 장치	반사체 구동 장치 시험	완료
RVACS	압력 용기와 공기 사이의 열전달 특성	RVACS의 열전달 시험	완료
EM 펌프	구조 건전성, 안정적인 특성	EM 펌프의 소동 시험	완료 및 계획
증기발생기 (이중벽 튜브)	구조 건전성, 열전달 특성, 누설 탐지	증기발생기 소동 시험, 누설 탐지 시험	완료 및 계획
내진 격리	원자로 설비에 적용성	내진 격리기 시험	완료

중대 사고 및 정책 이슈

심각하게 논의된 항목 중에 하나가 노심 손상 사고에 대처하는 설계 접근이었다. 노심 손상 방지는 4S 안전성 전략에 있어 가장 중요한 이슈이다.

다중 설계 대책은 모든 상태에서 노심 손상이 발생하지 않도록 설정되었다. 비록 이 대책이 완벽한 다중성이 아닐지라도 어떤 심각한 사고의 진행을 효과적으로 차단한다.

첫째로, 모든 4S 안전 계통은 안전 계통에서 능동 기기들의 다중성을 요구하는 4S PDC 요건을 기초로 설계된다.

둘째로 수동 혹은 고유 특징(연료 슬러그 안에서 축적된 엔탈피의 감소로 보다 높은 열적 전도도를 가지는 금속 연료체, 음의 반응도 피드백 온도 계수, 음의 기포 반응도, 자연 순환 및 자연 통풍에 의한 정지 붕괴열 제거)의 최대 사용은 안전성을 향상할 수 있다.

셋째, 진보된 설계 특징(불순물 유입 가능성을 최소화하기 위한 연료 재장전이 없는 시스템, 기계식

펌프에 의해 발생할 수 있는 미사일 가능성을 제거한 EMP, 소동-물의 반응을 방지하기 위한 누설 감지가 설치된 이중벽 튜브 SG, 가능한 대형 지진을 견디기 위한 내진 격리, 노심 기하학을 유지하기 위한 예비 노심 지지 구조물)의 도입으로 노심 손상 방지에 중점을 두었다.

우리는 이러한 안전 대책 혹은 기능이 노심 손상을 유발할 가능성이 있는 모든 현상을 제거하기에 충분하다는 것을 NRC에 보고하였다. 이러한 접근의 도식을 <그림 2>에 나타내었다.

NRC는 1985년에 발행된 그들의 정책보고서(10) 시리즈에 따라 보다 포괄적으로 접근할 것을 요구하였다. 특히 최근 정책보고서는 격납 건물이 비행기 충격에 건전성을 보이는 것을 포함하여 검토하는 것이 강화되었다.

결정학적 면허 체계가 적용되는 한 심층 방어를 기초로 한 계통 설계가 노심 손상에 대처하는 핵심이다.

추가로, 수동 혹은 고유 특성을 강화하는 안전 계통에 PRA를 적용하는 것은 어려운 일이다. 왜냐하면

〈표 2〉 중대 사고에 대한 접근 도식

예방 강화를 위한 진보적인 설계	예방 강화를 위한 수동 혹은 고유 설계
<ul style="list-style-type: none"> • 설비 수명 기간 동안 연료 재장전 없음 • EMP에 의해 회전하지 않는 펌프 • 이중벽 S/G 튜브 내진 격리 • 예비 노심 지지물 	<ul style="list-style-type: none"> • 금속 연료체 • 음의 반응도 피드백 • 음의 기포 반응도 • 자연 순환
결정학적 일반 설계 기준에 따른 안전 설계	
ANS54.1를 기초로 한 4S 설계 기준	

이러한 특성의 고장 가능성은 통상의 수학적인 방법에 의해 예측할 수 없기 때문이다.

4S는 노심 손상 사고 방지를 위한 설계를 지속적으로 추구한다. 결정학적 접근에서 과도한 보수성의 고리를 어떻게 자를 것인가와 같은 의문점은 여전히 이슈가 될 것이다.

요약

도시바는 DA 적용을 위하여 4S의 NRC 사전 검토에 들어갔다. 검토하는 과정에 일반적인 소듐냉각고속로와 관련한 안전 이슈가 NRC와 논의 되었다.

이 문서에서 이에 대한 일부 주제와 가까운 미래의 우리의 대답에 대하여 요약하였다. 안전 허용 기준에서의 냉각 기하학 기준은 여전히 이슈가 될 것이다. 그리고 노심 손상을 방지하기 위해 제안된 설계가 결정학적 면히 체계화에서 노심 손상에 대처하기에 충분하다는 것을 보증하는 방안이나 이를 어떻게 증명하는가 하는 문제는 중요하고 여전히 이슈가 되고 있다. ☸

〈참고 문헌〉

- 1) Toshiba Corp, Westinghouse Electric Co, LLC, Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), "4S Reactor - Super-Safe, Small and Simple - First Meeting with NRC Pre-Application Review," ADAMS Accession No. ML72950026, USNRC (2008)
- 2) G E. WILSON and B.E. Boyack, "The Role of the PIRT Process in Experiments, Code Development and Code Applications Associated with Reactor Safety Analysis," Nuclear Engineering and Design, 186 23 (1998)
- 3) Safety Evaluation report Related to the Construction of the Clinch River Breeder Reactor Plant, March (1983)
- 4) Pre-Application Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor, February (1994)
- 5) General Safety Design criteria for a Liquid Metal Reactor Nuclear Power Plant, ANSI/ANS-54.1, (1989)
- 6) USNRC, NUREG-0800, "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants", March (2007)
- 7) K. Ishii et al., "Development of 4Sand related technologies (3) Statistical Evaluation of Safety Performance of 4S on ULOF Event" ICAPP '09, Tokyo, Japan, May 10-14, (2009)
- 8) USNRC, Regulatory Guide 1.203 "Transient and Accident Analysis Methods", December (2005)
- 9) USNRC, NUREG-1737, "Software Quality Assurance Procedures for NRC Thermal Hydraulic Codes", (2000)
- 10) USNRC, "Policy Statement on the Regulation of Advanced Reactors", 73FR26349, September (2008)