

2003 추계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

## 중수로 원전에 대한 신뢰도 분석 체계 연구

# Research on Reliability Analysis Application in PHWR Type Nuclear Power Plants

임재원, 최성수, 김태운  
(주)액트  
대전광역시 대덕구 신일동 1688-5

서정관, 성창경  
한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

### 요 약

본 연구의 주요 내용은 “중수로 원전의 신뢰도 분석 체계 연구”이다. 즉 본 연구를 통해 중수로 원전에서의 기존 신뢰도 방법론과 최근 현안이 되고 있는 위험도 정보 활용 방법론에 대해 비교·분석을 수행한 후 중수로 원전의 신뢰도를 평가하는데 이용할 수 있는 위험도 정보 활용 방법론을 설정하는 것이 본 연구의 목적이다.

### Abstract

The main topic of this study is the research on reliability analysis application in PHWR type nuclear power plants. For this topic, traditional Canadian reliability assessment methodology was compared to the risk-informed application methodology which is a issue, and the applicable reliability assessment methodology.

### I. 서 론

캐나다 CNSC의 경우 중수로 원전의 정량적 안전 목표를 설정한 후, 원전 사업자로 하여금 이를 충족시킴을 보이기 위해 안전에 중요한 계통들을 대상으로 신뢰도 프로그램을 수립하여 시행하도록 하고 있다. 그리고 그 과정에서 계통 신뢰도 목표 및 실패 기준을 설정한 후 고장수목 평가 방법 등을 이용해 신뢰도 평가를 수행하여 설정한 계통 신뢰도 목표를 만족시킴을 보이도록 하고 있다. 또한 신뢰도 평가에 사용되는 모델이나 데이터가 발전소 형상을 올바르게 반영할 수 있도록 정기점검 및 신뢰도 감시를 주기적으로 수행하도록 하고 있다. 이러한 체계에서는 기술지침서의 STI/AOT에 대한 평가에 있어서도 계통 이용불능도 분석을 수행하여 신뢰도 목표치와 비교 분석

하는 접근방법을 사용하고 있다.

## II. 중수로 원전의 정량적 안전목표

중수로의 안전성 개념은 가압경수로와 같이 심층방어 개념을 기반으로 방사성 물질이 방출되는 중대사고의 가능성을 최소화하는데 있으며, 이러한 접근 방법에는 구체적이고 정량적인 안전 목표가 포함되어 있다.

1957년에 E. Sidall은 원자력발전소의 안전기준을 석탄발전소의 사고로 인한 사망자 수와의 비교를 통해 결정하자고 제안했으며[1], 이러한 기준이 1952년 운전을 시작한 캐나다의 첫 원자력발전소인 NPD(Nuclear Power Demonstration)의 정량적 안전 목표 설정의 기초가 되었다. 즉, NPD에서의 중대사고로 인한 허용 연간사망위험도(allowed annual death risk)를 0.01명/년으로 설정함으로써 NPD를 동일 기준의 석탄발전소보다 안전할 수 있도록 하였다. 그리고 NPD에서의 여러 가상사고에 대한 해석 결과, 가장 심각한 사고가 발생해도 사망자수가 1000명이 넘지 않을 것이라는 결과가 도출되어 허용 연간사망위험도를 만족시키기 위한 중대사고의 빈도로서  $10^{-5}$ /년 이하의 값이 얻어졌다. 이에 따라 “NPD에서의 중대사고 발생빈도는  $10^{-5}$ /년 이하이어야 한다”는 정량적 안전 목표가 설정되었다.

RSAC(Reactor Safety Advisory Committee)의 의장이었던 G.C. Laurence는 이와 비슷한 이론으로부터 원자력발전소의 중대사고 빈도는  $10^{-5}$ /년 이하이어야 한다는 정량적인 목표를 제시하였고, 이러한 안전 목표는 공정계통(process system)과 보호계통(protection system) 및 격납건물계통(containment system)을 독립적으로 분리시키는 설계를 통해 달성될 수 있다고 제안하였다.

상기와 같은 일련의 개념들은 1960년대 중반에 처음으로 “Siting Guide”[2]라는 기준들로 형식화되었다. 이 기준들은 발전소 계통들을 정상운전 중에 작동되는 설비인 공정계통과 공정계통의 고장을 예방하거나 그 결과를 완화시키기 위한 특수안전계통(special safety system)의 두 가지로 구분하는 기초가 되었으며, 시간이 지남에 따라 수정이 되기는 하였으나 현재까지도 중수로 원전 안전성의 기본적인 요구사항이 되고 있다.

1972년에 최종적으로 수정된 기본적인 안전성 요구사항에는 중대 공정계통 고장(serious process failure) 빈도와 특수안전계통(special safety system) 이용불능도의 제한치가 포함되어 있으며, 이와 더불어 최대 피폭선량을 제한하는 단일/이중고장 기준을 규정하였다[3]. 표 1은 단일/이중고장 기준에 관한 전반적인 개념을 보여주고 있다. 여기서 중대 공정계통 고장이란 특수안전계통이 작동하지 않을 경우 핵연료의 손상이나 방사성 물질의 환경 누출을 야기할 수 있는 공정계통의 고장을 의미한다. 특수안전계통은 공정계통과 완전히 격리되고 독립적이며, 특수안전계통의 서로 관련된 고장이 발생할 가능성이 공정계통 및 특수안전계통의 동시고장, 즉 이중고장 가능성보다 낮도록 설계된 계통을 의미한다. 여기에는 제1정지계통(Shutdown System No. 1; SDS1), 제2정지계통(Shutdown System No. 2; SDS2), 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling System; ECCS), 격납건물계통(Containment System; CS)이 속한다.

상기한 안전 목표는 환경 요건(피폭 제한치)과 이용불능도 요건으로 구분할 수 있으며, 이 기준을 바탕으로 안전관련 계통의 신뢰도 분석을 건설허가 시뿐만 아니라 인허가 변경 시에도 수행하여 운전기간을 통하여 안전성 요건이 만족됨을 확인하도록 요구하고 있다.

이러한 단일 및 이중고장에 대한 기본 개념을 기반으로 하면 대량 방사성 물질의 환경 누출은 공정계통 및 2개의 특수안전계통의 고장이 동시에 발생하는 삼중고장 시에만 발생할 수 있게 된다. 그러나 계통간의 독립성(independency) 및 이용불능도 요건이 만족될 경우, 삼중사고는  $10^{-7}$ /

년 정도의 빈도를 가지므로, 그 발생 가능성이 적어 따로 안전규제 지침을 따로 고려하지 않고 있다. 단일 및 이중고장 개념을 이용하면 특수안전계통의 성능 요건들을 정의할 수 있다. 예를 들면 “냉각재상실사고 + 격납건물계통”의 이중고장은 비상노심냉각계통의 성능 요건을 설정할 수 있도록 해준다.

한편 이러한 접근 방법을 통해 특수안전계통의 성능 요건들을 적절하게 제시할 수 있지만 그 적용 범위에는 한계가 있으며, 몇 가지 예를 들면 다음과 같다.

- 각각의 단일 및 이중고장의 발생빈도와 결과들에 대한 차이를 고려하지 못함.
- 공정계통과 특수안전계통의 고장을 동시에 유발할 수 있는 안전보조계통의 고장을 다루기가 곤란함.
- 사고 발생 후 필요한 특수안전계통들의 지속적인 운전을 고려할 필요가 있음.
- 공정계통과 특수안전계통에 대해 동시에 영향을 미칠 수 있는 잠재적인 공통원인고장 (common cause failure)을 고려한 설계 또는 해석의 필요성이 있음.

상기와 같은 문제점을 해결하는 방법의 하나로서 계통들의 상호 의존성과 운전원의 개입이 요구되는 상황을 적절히 모사할 수 있는 안전설계모형(safety design matrix)이 1975년에 설계자들로 부터 제안되었다. 안전설계모형이란 분석 시 안전성에 영향을 미칠 수 있는 사건들을 선택하여 이 사건의 원인을 시간대별로 고장수목을 통해 규명하고, 여러 가지 가상적인 사고 결과들을 사상추이도(event sequence diagram)로 나타내는 방법이다. 현재는 Siting Guide를 기준 피폭 제한치 별로 좀 더 세분하여 Class 1에서 Class 5까지의 사건으로 분류하여 구체화시켰으며, 각 Class 별 안전성 분석이 이를 초과하지 않도록 규정하고 있다[4].

### III. 중수로 원전의 신뢰도 평가 방법론

#### 1. 캐나다 신뢰도 분석 체계[5]

캐나다에서는 원자력발전소를 운영하는 사업자는 분기 단위로 운전분기보고서(operation quarterly report)를 제출하도록 되어 있다. 제출 시기는 해당 분기 종료 후 90일 이내에 제출하도록 되어 있으며, 4/4 분기보고서의 경우에만 예외로 익년 3월 1일까지 제출하도록 되어 있다. 이러한 운전분기보고서에는 신뢰도 평가와 관련해 다음과 같은 사항들이 포함되어 있다.

- 안전에 중요한 계통들이 주어진 최소 성능 기준을 만족시키지 못한 사건들. 4/4 분기보고서에는 안전에 중요한 계통의 신뢰도성능지표(reliability performance index)를 포함시켜야 함.
- 안전 관련 발전소 성능지표 자료

이와 더불어, 원자력발전소를 운영하는 사업자는 년차 단위로 해당 년도의 신뢰도 분석 보고서(reliability report)를 익년 4월 1일까지 제출하도록 되어 있다. 이러한 신뢰도 분석 보고서에는 다음과 같은 사항들이 포함되어야 있다.

- 안전에 중요한 계통이 정의된 요건을 만족시키지 못한 사건들의 목록
- 안전에 중요한 계통에 포함되어 있는 기기가 계통 안전성을 저해한 고장 목록
- 안전에 중요한 계통의 신뢰도성능지표
- 안전에 중요한 계통의 최신 고장 자료에 근거해 계산된 예측신뢰도

- 신뢰도 목표치와 상기한 신뢰도성능지표 및 예측신뢰도의 비교 결과
- 안전에 중요한 계통의 예측신뢰도에 영향을 미칠 수 있는 계통 설계 혹은 운전 및 정비 관행 등에서의 변경사항
- 안전에 중요한 계통의 신뢰도 모델과 관련해 행해진 변경사항
- 신뢰도 평가 과정에서 고려된 점검 행위 목록 및 누락된 행위 파악
- 신뢰도 평가에 사용된 기기 고장률 데이터 및 발전소 고유 고장률 데이터
- 신뢰도 평가에 사용된 인간오류 데이터
- 신뢰도 평가에 사용된 공통원인고장 데이터

상기에서, 신뢰도성능지표는 해당 계통의 작동이 요구될 경우 안전성분석보고서 등에 정의되어 있는 최소 성능 기준들(minimum performance standards)을 만족시키지 못했던 실제 기간의 분율로 계산된다. 한편 예측신뢰도는 고장수목 분석 방법을 이용해 해당 계통의 실제 기기 고장률 자료를 기반으로 작동이 요구될 경우 최소 성능 기준들을 만족시키지 못할 것으로 예상되는 기간의 분율로 계산된다.

## 2. 캐나다의 신뢰도 분석 방법론

캐나다에서는 원자력발전소의 안전에 중요한 계통들이 발전소의 수명기간 동안 설정된 안전목표를 만족시킬 수 있도록 충분한 신뢰도를 가지고 있음을 보증하도록 하고 있다. 이를 위해 원전 사업자로 하여금 신뢰도 프로그램[6]을 수립해 운영하도록 하고 있다. 이러한 신뢰도 프로그램은 다음과 같은 항목들로 구성되어 있다.

### 가. 안전에 중요한 계통 도출

#### ○ 체계적 검토

원자력발전소의 사업자는 발전시설에 대한 체계적인 검토를 통해 해당 계통의 고장이 초기사건을 유발할 수 있는, 안전에 중요한 모든 계통을 도출해 문서화해야 한다. 그리고 초기사건 발생 후 발생할 수 있는 사고 경위들을 분석해 노심 손상 혹은 방사성 물질 누출을 방지하거나 완화하는데 필요한 계통들을 파악해야 한다. 이러한 안전에 중요한 계통 도출 과정에서 추천되는 분석 방법으로서 PSA 기법을 권고하고 있다. 참고로 C-98에서 제시하고 있는 안전에 중요한 계통들의 목록은 다음과 같다.

- 초기사건을 유발할 수 있는 모든 능동형 공정계통
  - 열전달계통 및 관련 보조계통
  - 주급수계통
  - 원자로출력조절계통
  - 액체영역제어계통
  - 계기용공기계통
  - 전기계통
  - 용수계통
  - 감속재계통

- 중단차폐냉각계통
- DCC계통
- 주증기계통
- 복수계통
- 정지냉각계통
- 초기사건이 중대 공정계통 고장으로 전개되는 것을 완화시키기 위한 대기 계통 혹은 능동형 계통의 일부 계통
  - 등급 III 전원계통
  - 비상전원계통
  - 비상급수계통
  - 보조급수계통
  - 보조복수계통
  - Setback계통
  - Stepback계통
  - 열전달계통 관련 방출계통
  - 정지냉각계통
  - 등급 IV 전원 자동절체계통
  - 환형기체계통
  - 터빈보호계통
- 중대 공정계통 고장의 영향을 완화시키기 위한 특수안전계통
  - 제1정지계통
  - 제2정지계통
  - 비상노심냉각계통
- 노심손상의 영향을 완화시키기 위한 특수안전계통 및 타 계통
  - 격납건물 및 보조계통
  - 감속재계통 (열제거원으로서의 역할)
- 안전에 중요한 계통들을 보조하는 계통
  - 계기용공기계통
  - 전기계통
  - 용수계통

#### ○ 원자로 상태

신뢰도 프로그램을 통해 원자로가 출력 운전 혹은 정지 운전에 있는 동안 안전에 중요한 계통들의 신뢰도가 분석되어야 한다. 아울러 원자로 기동 및 정지 운전의 영향이 고려되어야 한다. 원자로 정지 운전 중에는 계통의 실패 기준들 및 점검 요건들이 출력 운전과 비교하여 달라질 수 있다.

#### ○ 계통 경계

계통들은 일반적으로 BSI(Basic Subject Index) 번호에 의해 구분된 경계를 통해 정의된다. 하지만 구동 및 제어 전원, 용수 및 계기용 공기와 같이 전위계통들을 지원하는 보조계통들은 특별히 고려되어야 한다. 즉, 계통 경계까지의 보조계통의 신뢰도는 별도로 평가되어야 하며, 그 영향은

보조를 받는 계통의 신뢰도 평가에 고려되어야 한다.

○ 작동 요구 시간

초기사건 발생 후 이어지는 사고 경위를 완화시키는데 이용되는 안전에 중요한 계통들에 대해서는 그들이 주어진 작동 요구 시간동안 기능을 수행할 수 있음이 보증되어야 한다. 작동 요구 시간 중에 허용될 수 있는 열제거원 상실 시간은 별도로 분석되어 신뢰도 평가에 고려되어야 한다. 아울러 작동 중에 발생할 수 있는 지진의 위험도도 고려되어야 한다.

나. 계통 신뢰도 목표 설정

원자력발전소의 사업자는 안전 목표를 충족시킬 수 있도록 안전에 중요한 모든 계통들에 대해 신뢰도 목표치를 설정해야 한다. 이러한 목표치 설정은 계통 신뢰도를 평가하는데 있어서 기준점을 제공하기 위해 이루어진다. 원자력시설의 안전 목표는 규제 기관에 의해 정의된 목표가 없는 경우에는 사업자가 이전의 요건이나 평가를 통해 확립해야 한다. 중수로 원전의 대표적인 신뢰도 목표치로서 다음과 같은 항목이 있다.

- 공정계통 : 중대 공정계통 고장 < 0.3 회/년
- 특수안전계통 : 이용불능도 <  $10^{-3}$  년/년

다. 계통 실패 기준 설정

안전에 중요한 모든 계통들에 대해 실패 기준을 물리적으로 측정 가능한 용어를 이용해 정의해야 한다. 그리고 이러한 실패 기준은 다른 분석이나 운영허가와 관련된 다른 문서에 있는 해당 계통의 실패 기준과 일관성이 있어야 한다.

라. 신뢰도 평가

안전에 중요한 모든 계통의 신뢰도 평가는 설계, 운전, 시험·정비 등과 관련해 현재의 형상(configuration)을 정확히 반영하여 수행되어야 한다. 이러한 신뢰도 평가 방법으로서 선호되는 방법은 고장수목 분석 방법이다. 안전에 중요한 계통 관련 요건 및 실패 기준은 원자로의 상태에 따라 다를 수 있다. 예를 들어, 출력 운전 중에는 자동 비상노심냉각계통 작동이 요구되는 반면에, 정지 운전 중에는 자동 작동은 요구되어지지 않고 수동으로 기동될 수 있을 때에만 가용한 것으로 고려될 수 있다.

○ 정량적 평가

계통 이용불능도 정량화 과정에서는 불확실도 평가가 함께 수행되어야 한다. 또한 계통 신뢰도에 대한 각 기기 고장의 중요도가 평가되어야 한다. 기기 고장률 자료로서는 발전소 고유의 chi-square 분포 값(50% 확신도)을 사용하도록 하고, 데이터가 불충분한 경우에는 일반 기기 고장률을 사용하도록 한다.

○ 문서화

안전에 중요한 계통들의 신뢰도 평가 결과를 서술한 보고서는 다음과 같은 항목들을 포함하도록 한다.

- 실패 기준의 정의
- 분석 시 가정사항
- 계통의 경계
- 계통 이용불능도에 기여도가 큰 인자들
- 불확실도
- 결론

그리고 모든 신뢰도 모델은 최신의 발전소 고유 자료 활용 및 설비 변경, 절차서 변경, 신규로 발견된 고장모드 등을 반영할 수 있도록 년차 단위로 재평가되어야 한다.

#### 마. 정기점검 수행

##### ○ 주기 시험

안전에 중요한 모든 계통들과 관련해 성능 저하나 고장이 시기 적절하게 탐지될 수 있도록 정기 점검이 수행되어야 한다. 이러한 점검은 다음과 같은 사항을 만족시킬 수 있도록 수행되어야 한다.

- 신뢰도 평가에서 고려된 모든 기기 고장모드가 점검을 통해 발견될 수 있음을 보증해야 한다. 그리고 대기 상태의 계통에 대해서는 고장 발견 시간이 반영되어야 한다.
- 시험주기는 신뢰도 평가에 이용된 주기를 적용하도록 한다. 시험은 안전에 해를 미치는 경우가 아니면 주기적으로 계획에 따라 수행되어야 한다. 그리고 이러한 시험의 연장허용기간은 25%면 충분한 것으로 제시하고 있다.
- 모든 기기의 상태는 신뢰도 평가에서 가정된 대로 적절히 유지되고 있음이 보증되어야 한다. 그리고 안전에 중요한 계통 관련 모든 기기는 예방정비 준수를 통해 신뢰도 평가에 이용된 기기 고장률 값에 영향을 미칠 정도로 경년열화 등의 영향으로 인해 성능 저하가 발생하지 않음을 보장해야 한다.
- 다중 기기, 루프, 혹은 채널의 독립성이 유지될 수 있도록 개별 시험이 수행되어야 한다.

##### ○ 대체 점검 방법

계통 전체 혹은 계통 일부의 성능은 해당 기기의 실제 운전 조건을 가능한 한 반영하여 시험되어야 한다. 만일 시험을 통해 기기의 성능이 보장되지 않을 경우에는 진단이나 보정, 교체 등의 대체 수단을 통해 성능이 보장되어야 한다. 그리고 고장을 감지하는 대체 수단은 신뢰도 평가에서 고려되어야 한다.

##### ○ 장기 운전에 대한 시험

신뢰도 프로그램을 통해 ECC 펌프나 지역공기냉각기, 감속재펌프 등과 같이 사고 후 장시간 운전이 필요한 기기들의 경우에는 요구 시 장시간 운전이 가능함을 보증하여야 한다. 실제적으로 장시간 운전을 통한 시험이 가능하지 않은 경우에는 진동이나 베어링 온도 등과 관련해 보다 엄격한 기준을 적용하여 해당 기기가 요구 시 장시간 운전이 가능함을 보여야 한다.

○ 원자로 정지 시 시험

신뢰도 프로그램은 원자로 정지 시 수행할 시험을 포함해야 하며, 다음과 같은 사항들을 고려해야 한다.

- 원자로 정지 기간 중에는 계통의 기능 자체가 필요하지 않기 때문에 시험이 연기되거나, 시험 자체가 불가능할 수 있다. 만일 원자로 정지로 인해 정해진 시험을 수행할 수 없는 경우, 정지 기간 내에 속한 첫 번째 시험부터 정지 이전에 재계획되어야 한다.
- 원자로 정지 기간 동안 열제거원으로서 필요한 계통은 작동이 요구되기 이전에 파악되어 시험되어야 한다.

바. 신뢰도 감시

○ 계통 신뢰도 성능

안전에 중요한 모든 계통들의 신뢰도 성능은 정해진 요건을 만족시키며 설정된 안전목표에도 부합된다는 것을 보증하기 위해 감시되어야 한다. 감시의 과정은 다음 사항을 포함한다.

- 안전에 중요한 계통이 정의된 요건을 만족시키지 못한 사건 및 기간을 파악해야 한다. 이 때 상태의 심각성 및 어떤 사고 경위가 영향을 받을 수 있는지 평가해야 한다. 아울러 능동 계통과 관련된 초기사건의 실제 발생에 대해서도 평가해야 한다.
- 운전이나 정비 조치에 대한 계획을 세울 때 안전에 중요한 계통이 정해진 요건을 만족시키는 것을 보증할 수 있도록 신뢰도 프로그램을 수립해야 한다. 만일 부득이하게 신뢰도 측면에서 저하가 일어난다면 원자력 시설의 안전 목표에 대한 영향이 평가되어야 한다.
- 만일 다중 기기가 우발적인 혹은 계획된 정비에 의해 가용하지 않을 경우에 대비해 관련 기기의 정비 이전에 관련 다중 기기에 대한 시험을 수행하여 다중 기기의 성공 확률을 높임으로써 전체적인 계통의 신뢰도는 유지되어야 한다.

○ 기기 신뢰도 성능

안전에 중요한 계통들에 속해 있으면서 관련 계통이 주어진 요건을 만족시키는데 영향을 미칠 수 있는 모든 기기들은 다음과 같은 사항들을 고려해 감시되어야 한다.

- 모든 기기 고장에 대한 평가가 다음과 같은 정보를 포함해 수행되어야 한다 : 고장 기기, 고장 기기의 발견 시간과 접근 시간 및 수리시간, 고장모드, 고장 원인.
- 공통원인고장에 대한 평가가 수행되어야 하며, 이에 대한 데이터베이스가 구축되어야 한다.
- 발전소 고유 기기 고장률 자료를 산출해야 한다. 이 과정에서 유사 기기를 그룹화해야 하는데, 그룹화 범위가 너무 광범위해 고장률이 높은 기기가 고장률이 낮은 기기로 인해 값이 왜곡되는 현상이 없도록 해야 한다. 또한 어떤 고장모드가 일부 특정한 기기에만 국한되는 경우에는 관련 특정한 기기에 대해서만 고장률이 평가되어야 한다.
- 기기 고장률의 추이가 평가되어야 한다. 만일 올바른 예방정비가 이루어진다면 고장률의 증가 추이는 발견되지 말아야 한다. 만일 고장률의 증가 추이가 발견된다면 그러한 이유가 설명되어야 하고, 원인이 제거되어야 한다.

○ 인간 신뢰도 성능

안전에 중요한 계통들이 주어진 요건을 만족시키는데 영향을 미칠 수 있는 모든 운전원 조치가

파악되어 감시되어야 한다. 그리고 인간오류의 발생은 기록되어 인간 신뢰도를 평가하는데 이용되어야 한다. 특히, 다중 채널들이나 계통들의 성능에 영향을 미칠 수 있는 운전원 조치는 중요하게 다루어져야 한다.

#### 사. 보고

신뢰도 프로그램의 운영 결과는 분기보고서 및 연차 신뢰도 분석 보고서에 기술되어야 한다. 그리고 원자력발전소 사업자는 안전에 중요한 계통들이 정의된 사양을 만족시킬 수 없었던 사건 목록 및 계통 내 기기의 안전성에 영향을 미친 고장 목록을 익년 1월 15일까지 규제기관에 제출해야 한다.

### 3. 중수로 안전해석 상의 PSA 이용 방안

캐나다에서는 설계 문서 및 운전절차서가 최종화된 이후에 2단계 PSA 결과물을 규제기관에 제출하도록 되어 있고, 발전소 운영 중에도 규제기관의 승인을 받은 일정에 따라 PSA 자료가 갱신되도록 되어 있다. 규제기관은 제출된 PSA 결과물에 대해 다른 안전해석 결과와 함께 다음 사항을 중심으로 검토를 수행한다.[7]

- 체계적인 검토를 통해 도출된 고장 경위 목록이 class 1부터 class 5까지의 사건을 완전히 반영하는지 확인
- 사건의 분류 및 신뢰도 측면의 가정이 보수적인지 확인
- 중대 공정계통 고장의 누적 빈도에 기여하는 고장 경우 파악
- 중대 공정계통 고장 빈도가 요구되는 목표치(< 0.3/년, AECB-1059)에 부합되는지 확인
- 다중 핵연료 채널의 건전성 유지를 위해 열제거원으로서 요구되는 감속재 계통의 고장 경위 파악
- 다중 핵연료 채널 열제거원으로서의 감속재 계통 총 요구 빈도가 목표치(<  $10^{-4}$ /년, C-6)에 부합하는지 확인
- 발전소의 취약점 파악
- 안전관련 계통의 이용불능도에 기여하는 고장 파악
- 완화계통의 이용불능도 계산(예를 들어, 특수안전계통의 이용불능도가 요구되는 목표치(<  $10^{-4}$  년/년, AECB-1059)에 부합하는지 확인

상기한 PSA에 이용되는 데이터와 가정사항들은 보수적인 것보다는 현실적인 것을 이용하여 분석하도록 하고 있다.

## IV. 계통 고장수목 기반 이용불능도 분석

### 1. 특수안전계통 신뢰도 목표치

캐나다에서는 중수로 원전의 특수안전계통에 대해서 다음과 같은 신뢰도 목표치를 설정하여 설계 및 규제에 이용하고 있다.

- 제1정지계통 및 제2정지계통
  - 정지계통의 이용불능도는  $10^{-3}$  년/년 미만이어야 한다.[8],[9],[10]

- 이용불능도 계산은 발전소 고유의 운전경험을 기반으로 하든지, 분석 시점으로부터의 합리적인 외삽법을 기준으로 해야 한다.[9]
- 계통 이용불능도 관련 년차 보고서에는 다음과 같은 사항이 포함되어야 한다.[9]
  - 1년 중 계통이 이용불능인 기간의 비율
  - 계통 이용불능도 계산에 이용되었던 고장모드 및 고장빈도와 운전경험으로부터 파악된 고장모드 및 고장빈도의 비교
  - 파악된 고장모드 및 고장빈도를 이용한 정지계통의 이용불능도 계산 결과
    - 계통 운전경험 및 시험주기 기반으로 계산[8]
    - Random Component Failure, 공통원인고장, 인간오류 반영[8]
- 설계 시 Random Component Failure만을 고려한 이용불능도는  $10^{-4}$  년/년 미만이어야 한다.[9]
- 모든 원인에 의한 오동작으로 인한 정지는 1년에 2회 미만이어야 한다.[8]
- 설계 시 Random Component Failure로 인한 오동작 횟수는 0.1 회/년 미만이어야 한다.[8]

○ 비상노심냉각계통[11]

- 비상노심냉각계통의 이용불능도는  $10^{-3}$  년/년 미만이어야 한다.
- 건설허가 CNSC로부터 장기 신뢰도 요건에 대한 승인을 받아야 한다.
- 계통 이용불능도 관련 년차 보고서에는 다음과 같은 사항이 포함되어야 한다.
  - 1년 중 계통이 이용불능인 기간의 비율
  - 계통 이용불능도 계산에 이용되었던 고장모드 및 고장빈도와 운전경험으로부터 파악된 고장모드 및 고장빈도의 비교
  - 파악된 고장모드 및 고장빈도를 이용한 비상노심냉각계통의 이용불능도 계산 결과

○ 격납건물계통

- 격납건물계통의 이용불능도는  $10^{-3}$ 년/년 미만이어야 한다.
- 건설허가 시 CNSC로부터 장기 신뢰도 요건에 대한 승인을 받아야 한다.
- 계통 이용불능도 관련 연차보고서에는 다음과 같은 사항이 포함되어야 한다.
  - 1년 중 계통이 이용불능인 기간의 비율
  - 계통 이용불능도 계산에 이용되었던 고장모드 및 고장빈도와 운전경험으로부터 파악된 고장모드 및 고장빈도의 비교
  - 파악된 고장모드 및 고장빈도를 이용한 격납건물계통의 이용불능도 계산결과

2. 고장수목 방법을 이용한 신뢰도 평가

캐나다의 전통적인 신뢰도 분석 방법인 계통 고장수목 분석 방법을 통한 평가 시 고장수목 모델링 대상은 다음과 같다.

○ 고장수목 방법을 이용한 신뢰도 평가 시 고장수목 모델링 대상

- 기기의 Random Failure 고려
- Type A 인간오류 고려
- 시험 및 정비로 인한 이용불능도 고려
- 보조계통 이용불능도 고려
- 공통원인고장으로 인한 이용불능도 고려하지 않음

## V. 사건수목/고장수목 기반 노심손상빈도 분석

### 1. 노심손상빈도 목표치

캐나다의 규제기관인 Canadian Nuclear Safety Commission(CNSC)은 중수로 원전의 안전해석 과정에서 PSA 기법을 이용한 방안을 1999년에 발간한 C-6 문서에서 제시하고 있다. C-6에 따르면 노심손상빈도와 관련해서는 다음과 같은 목표치가 있다 : 다중 핵연료 채널 열제거원으로서의 감속재 계통 총 요구 빈도는  $10^{-4}$ /년 미만이어야 한다.

### 2. 고장수목 모델링 대상

노심손상빈도 분석 시 고장수목 모델링 대상은 다음과 같다.

- 기기의 Random Failure 고려
- 기기의 공통원인고장 고려
- Type A 및 Type C 인간오류 고려
- 시험 및 정비로 인한 이용불능도 고려
- 보조계통 이용불능도 고려

## V. 타 중수로 원전 신뢰도 분석 결과 검토

본 연구에서는 타 중수로 원전의 신뢰도 분석 결과 검토를 위해 “Point Lepreau” 원전의 분기보고서[16]를 입수하여 검토하였다. 분기보고서의 10장에서는 안전에 중요한 다음 계통들과 관련된 신뢰도 평가 결과가 서술되어 있다.

- 특수안전계통
- 대기중인 안전보조계통
- 안전관련 공정계통

4/4 분기보고서에서는 상기한 계통들의 신뢰도성능지표로서 해당 년도와 과거 5년동안의 평균 이용불능도를 제공하고 있으며, 예측 이용불능도로서 발전소 고유의 고장율 기반으로 고장수목 분석을 통해 산출된 값을 제공하고 있다. 만일 신뢰도성능지표가 예측 이용불능도를 초과하는 현상을 보이는 경우, 이에 대한 사유를 기술하도록 되어 있다. 예로서 표 2는 특수안전계통 중의 하나인 비상노심냉각계통에 대해 분석한 결과를 보여주고 있다. Point Lepreau 원전의 경우 신뢰도 분석에 CAFTA 코드를 사용하였고, 신뢰도 데이터는 보수적인 값으로서 발전소 운전경험으로부터 수집된 고장자료를 바탕으로 one-sided 50% upper confidence limit를 사용하였으며, 만일 운전이력이 불충분한 경우에는 일반 고장율을 활용하도록 하였다.

Point Lepreau 원전에서는 이용불능도 분석 결과와 더불어 각 계통에서 발생한 중대 고장을 추이 및 잦은 고장 횟수 파악을 위해 연간 기기별 고장율을 표 3과 같은 형식으로 정리해 제고하고 있다. Point Lepreau 원전에서의 신뢰도 평가 대상 계통들에 대해, 사용하고 있는 신뢰도 목표치 및 예측 이용불능도 값을 정리하면 표 4와 같다.

## VI. 결론

본 연구의 주요 내용은 “중수로 원전의 신뢰도 분석 체계 연구”이다. 즉 본 연구를 통해 중수로 원전에서의 기존 신뢰도방법론과 최근 현안이 되고 있는 위험도 정보 활용 방법론에 대해 비교·분석을 수행한 후 중수로 원전의 신뢰도를 평가하는데 이용할 수 있는 위험도 정보 활용 방법론을 설정하는 것이 본 연구의 목표이다.

이러한 연구 목표를 달성하기 위해, 본 연구에서는 중수로 원전에서의 안전계통별 신뢰도 평가 방법론 기술배경 연구를 위해 캐나다의 규제문서(R-7, 8, 9, 10/C-6, 98, 99) 및 기술문서를 기반으로 중수로 원전의 정량적 안전 목표를 파악하고, 캐나다 신뢰도 분석 체계 및 중수로 안전계통별 신뢰도 평가 방법론을 분석하였으며, 중수로 원전 안전해석 상의 확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Analysis; PSA) 이용방안을 검토하였다.

이와 더불어 특수안전계통의 계통 고장수목 기반 이용불능도 분석 및 사건수목/고장수목 기반 노심손상빈도 평가 방법론을 제시하였으며, 타 중수로 원전의 계통 신뢰도 분석 결과를 검토 분석하였다.

## VII. 참고문헌

- [1] E. Siddall, "Reactor Safety Standard and Their Attainment", Report AECL-498, AECL, 1957
- [2] G.C. Laurence, "Reactor Siting Criteria and Practice in Canada", AECEB-1010, AECEB, 1965
- [3] D.G Hurst and F.C Boyd, "Reactor Licensing and Safety Requirements", AECEB, 1972
- [4] Proposed Regulatory Guide, "Requirements for the Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants", C-6, AECEB, 1980
- [5] Draft Regulatory Guide, "Reporting Requirements for Operating Nuclear Power Plants", C-99, Rev. 1(E), AECEB, 1999
- [6] Proposed Regulation Guide, "Reliability of System Important to Safety for Nuclear Reactor Facilities", C-98, Rev. 1(E), AECEB, 1998
- [7] Draft Regulatory Guide, " Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants", C-6, Rev. 1(E), AECEB, 1999
- [8] "Requirements for the Shutdown Systems of CANDU Nuclear Power Plants" CAN3-N290.1-80, CSA, 1980
- [9] "Requirement for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants", R-8, AECEB.1991
- [10] "The Use of Two Shutdown Systems in Reactors", R-10, AECEB, 1997
- [11] "Requirements for Emergency Core Cooling Systems for CAN D U Nuclear Power Plants", R-9, AECEB, 1991
- [12] "Requirement for Containment Systems for CANDU Nuclear Power Plants", R-7, AECEB, 1991.

표 1. 중수로 원전의 단일/이중고장 기준

고장 기준	최대 빈도	최대 개인 피폭선량 제한치	최대 집단 피폭선량 제한치
단일고장 (Serious Process Equipment Failure)	1회/3년	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 0.5 rem/년 (전신)</li> <li>◦ 3 rem/년 (갑상선)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ <math>10^4</math> man-rem/년</li> <li>◦ <math>10^4</math> thyroid-rem/년</li> </ul>
이중고장 (Process Equipment Failure plus Failure of any Safety System)	1회/3000년	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 25 rem (전신)</li> <li>◦ 250 rem (갑상선)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ <math>10^6</math> man-rem</li> <li>◦ <math>10^6</math> thyroid-rem</li> </ul>

표 2. Point Lepreau 원전 비상노심냉각계통 이용불능도

항 목 (대형 LOCA)	신뢰도 성능지표				예측 이용불능도
	해당 년도		과거 5년		
	Hours	A~	Hours	A~	
고압주입	0.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	1.180E-03
중압주입	0.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	8.620E-04
저압주입 (기동)	0.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	3.530E-04
저압주입 (3M)	0.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	2.670E-03

표 3. 연간 기기별 고장율 제시 예제

기기	고장모드	고장율 (/10 <sup>3</sup> 년)				고장횟수		
		LIFE	해당 년도	CAFTA	Significant Trend	LIFE	해당 년도	Significant Trend
Actuator Cylinder Pneumatic	Fail to Operate	26.87	0.00	28.33	NO	12	0	NO
	Spurious Operation	2.24	0.00	3.99	NO	1	0	NO

표 4 Point Lepreau 원전 신뢰도 평가 대상 계통 현황

계통 범주	계통명	예측 이용불능도	신뢰도 목표치
특수안전계통	제1정지계통	3.750E-4	1.0E-3
	제2정지계통	5.590E-4	1.0E-3
	비상노심냉각계통	5.065E-3	1.0E-3
	격납건물계통	3.394E-3	1.0E-3
대기중인 안전보호계통	등급Ⅲ 전원계통	1.394E-3	-
	비상전원계통	4.049E-4	-
	비상급수계통	8.042E-2	-
	터빈보호계통	1.000E-2	-
안전관련 공정계통	열전달계통	-	1.000E-2
	열전달계통 펌프 트립	9.890E-4	-
	주급수계통	-	4.900E-4
	보조급수계통	8.750E-4	-
	등급Ⅳ 전원계통	-	3.100E-1
	원자로출력조절계통	-	1.000E-2
	Setback계통	1.000E-2	-
	Stepback계통	1.000E-2	-
	원자로출력조절보호계통	1.000E-2	-