

# **중수로 안전현안 검증평가체제 수립 및 검증기술개발**

Establishment of Safety Assessment Code System and Development of  
Safety Issue Relevant Regulatory Technology for CANDU Reactors

## **월성 1호기 경년열화 유인인자 안전여유도 영향 예비평가**

Pre - assessment of Safety Margin for Aging Elements  
for CANDU Reactors

2006. 2.



**한국원자력안전기술원**  
KOREA INSTITUTE OF NUCLEAR SAFETY

# 제 출 문

## 한국원자력안전기술원장 귀하

본 보고서를 중수로안전연구사업의 일환으로 수행한 “월성 1호기 경년열화 유인인자 안전여유도 영향 예비평가”의 연구보고서로 제출합니다.

2006년 2월 28일

연구부서명 : 규제기술연구부  
중수로안전연구사업

연구책임자 : 김 만 응  
연구 원 : 김 현 군, 이 상 규  
감 성 천, 김 병 수  
신 형 기, 이 계 휘  
문 찬 기, 김 도 삼  
신 철, 최 용 석

위촉연구원 : 류 건 중  
연구연수생 : 황 수 현

공동연구책임자 : 이 은 철  
공동연구원 : 박 창 환, 최 용 원  
유 준 수

# 요 약 문

## I. 제 목

월성 1호기 경년열화 유인인자 안전여유도 영향 예비평가

## II. 연구개발의 목적 및 필요성

### □ 연구개발의 목적

- 경년열화를 고려하여 월성 1호기에 대해 중수용 계통 열수력 코드인 RELAP/CANDU 코드를 이용하여 안전해석 수행
- 계속운전에 적용되는 기술기준에 대한 기초 제공

### □ 연구개발의 필요성

- 본 연구에서는 우선 경년열화의 일반적 mechanism에 대해 고찰한 뒤 월성 1호기에 대한 경년열화 분석을 위한 기존자료 분석을 수행하였다.
- 또한 경년열화의 기기분석에서 활용될 수 있는 통계적 방법론에 대해 고찰해 봄으로써 월성 1호기 기기 경년열화에 따른 안전여유도 안전성 평가를 위한 기초를 마련하였다.

## III. 연구개발의 내용 및 범위

### □ 연구개발의 내용

- 월성 1호기에 대한 경년열화 고려 항목 도출
- 정상운전 및 과도상태 시 경년열화에 의한 안전해석 수행

### □ 연구개발의 범위

- 발전소의 1차측 설비에서 경년열화를 고려해야 할 사항 도출
  - 입·출구 피더관 표면조도(roughness)
  - 입구 피더관 오리피스 유량손실계수(loss coefficient)
  - 입구 엔드 피팅 표면조도(roughness)
  - 핵연료 채널 표면조도(roughness)
  - 핵연료 채널 유량 열수력 직경(hydraulic diameter), 유량손실계수(loss

(coefficient), 냉각재 체적

- 증기발생기 1차측 내부 직경 및 표면조도(roughness)
- 열수송 펌프의 정격수두(rated head)와 정격유량(rated flow)
- 경년열화를 고려한 정상상태 평가
- 입구 모관 35% 파단사고 평가

#### IV. 연구개발결과

본 연구의 목표는 주요 계통, 기기별 경년열화 자료 생산을 목표로 하고 있다. 따라서 본 보고서에서는 중수로의 경년열화 mechanism에 대한 연구와 더불어 주요 계통, 기기에 대한 분석이 이루어졌으며 이를 토대로 경년열화 열수력적 분석에 가장 큰 영향을 미치는 7가지의 요소를 파악하였으며, 그 내용은 다음과 같다.

inlet and outlet feeder roughness
inlet feeder orifice loss coefficient
inlet end fitting roughness
fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)
fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube
boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)
rated pump head and flow

또한 본 보고서에서는 중수형 원전인 월성 1호기에 대해 위의 7가지를 중점적으로 취급한 자료 분석이 이루어졌다.

차기년도의 연구 수행과정에서는 본 보고서의 연구 결과를 바탕으로 경년열화 평가가 이루어질 것으로 기대된다.

- 경년열화를 고려한 정상상태 평가
  - 총 출력의 81.59%와 103% 운전 시 경년열화 개별 및 통합 영향 평가
  - 핵연료 채널, 엔드 피팅, 열수송펌프 3가지 항목에 대해 경년열화를 평가한 결과 엔드 피팅의 경년열화 영향은 미비하나 핵연료 채널 및 열수송펌프에서의 경년열화는 정상운전 시 시스템 조건에 상당한 영향을 미친다.
  - 세 가지 경년열화 항목을 모두 고려한 경우 경년열화를 전혀 고려하지 않은 경우에 비해 81.59%와 103% 출력 시 냉각재 유량은 8.9%, 9.3%로 증가하며 헤더 간 압력차는 8%, 8.7%로 각각 줄어든다.
- 입구 모관 35% 파단사고 평가

- 81.59%와 103% 출력에 대해 LBLOCA 사고 해석을 수행 경년열화를 고려한 경우와 그렇지 않은 경우 비교 평가
- 81.59% 출력의 경우 power pulse와 핵연료 온도에서 미세한 차이가 존재한다. 냉각재 유량은 열수송펌프 정지 이전에는 차이가 존재하나 정지 이후에는 유사한 분포를 나타낸다.
- 103% 출력의 경우 power pulse와 핵연료 온도에서 차이를 보인다. 그 외의 항은 81.59%와 마찬가지로 냉각재 유량을 제외하고는 커다란 차이는 나타나지 않는다.

# 목 차

## 요 약 문

제 1 장 서 론 .....	1
제 2 장 경년열화 열수력 평가모델 개발 .....	4
제 1 절 개 요 .....	5
제 2 절 기기 경년열화 인자 모델화 방법론 .....	6
제 3 절 기기 경년열화 모델 평가 .....	9
제 3 장 경년열화 열수력 영향평가 .....	11
제 1 절 개 요 .....	12
제 2 절 정상운전 상태 평가 .....	13
제 3 절 과도상태 평가 .....	18
참 고 문 헌 .....	22

## 표 목 차

표 1	핵연료채널 설계자료 .....	10
표 2	월성 1호기에 대한 경년열화 고려 안전성평가 고려 인자 .....	13
표 3	기기 경년열화를 고려한 계통 열수력특성 해석결과 (원자로출력 81.59%) .....	14
표 4	기기 경년열화를 고려한 계통 열수력특성 해석결과 (원자로출력 103%) .....	16

## 그림 목 차

그림 1	축 방향 출력분포 (원자로출력 81.59%)	17
그림 2	축 방향 출력분포 (원자로출력 103%)	17
그림 3	원자로 출력변화 (원자로출력 81.59%)	18
그림 4	핵연료채널 유량 (원자로출력 81.59%)	18
그림 5	핵연료 피복관 온도 (원자로출력 81.59%)	19
그림 6	압력관 온도 (원자로출력 81.59%)	19
그림 7	입구 헤더 압력 (원자로출력 81.59%)	19
그림 8	과단부위 방출 유량 (원자로출력 81.59%)	19
그림 9	원자로출력 변화 (원자로출력 103%)	20
그림 10	핵연료채널 유량 (원자로출력 103%)	20
그림 11	핵연료 피복관 온도 (원자로출력 103%)	20
그림 12	압력관 온도 (원자로출력 103%)	20
그림 13	입구 헤더 압력 (원자로출력 103%)	21
그림 14	과단부위 방출 유량 (원자로출력 103%)	21



제 1 장  
서 론

## 제1장 서론

1983년 상업운전을 시작한 월성 1호기는 20년 이상 장기운전이 이루어짐에 따라 압력관의 길이방향 신장, 처짐(sagging)과 반경반향의 크립(creep), 피더관의 감육 등 기기 및 부품의 경년열화 문제의 해결과 안전성 증진을 위한 설비보완 등의 현안사항들이 대두되어 왔다. 이러한 문제들을 해결하기 위하여 원전 운영자인 한국수력원자력(주)에서는 안전성 확보 및 설계 수명을 포함한 계속 운전을 위해 압력관, 칼란드리아관, 피더관 등 주요 노후 설비의 교체와 개선(refurbishment)을 추진하고 있다.

노후 설비의 교체와 안전성 확보를 위한 설비개선을 위해서는 현 발전소 상태에 대한 평가 및 안전성 검토를 바탕으로 교체 또는 설계개선 대상 항목을 도출한 후 국내 안전규제 기술요건의 체제에 따른 이행이 요구된다. 그러나 국내의 안전규제 기술요건은 경수로형 원전을 중심으로 개발되었고, 중수로형 원전에 대한 공급국의 규제요건 및 기술기준도 원전의 공급 당시와도 많은 차이가 있어 국내 중수로형 원전의 설비 개선 업무에의 적용에는 한계가 있는 상황이다.

중수로의 칼란드리아 용기(calandria vessel)와 종단차폐(end shields), 칼란드리아 지지대는 접근이 용이하지 않은 지역에 설치된 기기로서 교체가 용이하지 않게 설계되어 있다. 따라서 이러한 기기들은 발전소의 설계 수명 동안에 정비, 보수 없이 작동하도록 설계되어 있다. 이에 이러한 기기들을 교체하거나 보수할 필요가 있을 경우 상당 기간 발전소를 정지하여야 하는 어려움이 예상된다. 따라서 이러한 기기들에 대한 적절한 수명 관리를 통해 설계수명 동안 그 건전성을 유지토록 하는 것이 중요하다.

다음에 설명할 잠재적인 열화 메카니즘은 원자로집합체의 기기들에 대해서 정의된 것들이다.

- 중성자 조사에 의한 취화(embrittlement)
- 응력부식균열(SCC)
- 부식(corrosion)
- 침식(erosion)
- 피로도(fatigue)

- 응력완화(stress relaxation)
- creep, growth and sag
- 마모(wear)

## 제 2 장

### 경년열화 열수력 평가모델 개발

## 제2장 경년열화 열수력 평가모델 개발

### 제1절 개요

계통 과도상태에 대한 열수력학적 분석은 일반적으로 380개의 핵연료 채널을 95개의 채널을 한 유로로 구분하여 모두 4개의 유로(core pass)로 구성하는 ‘단일 평균 채널 모델’로 수행한다. 이 경우 각각의 유로에 대해 95개의 핵연료 채널 값을 평균한 모델을 사용하게 된다. 그러나 이러한 모델은 특정 채널에 대한 해석이 요구되는 다 채널(multi channel) 효과를 예측하기는 힘든 단점이 있다. 특히 임의의 사고 시 핵연료 채널 입/출구 헤더(header)간 압력차가 작을 경우 핵연료 채널의 유동을 모사하는 어려움이 있다. 각 채널의 거동은 채널의 위치(elevation), 유동저항(hydraulic resistance), 출력(power) 등에 좌우되므로 다 채널해석과 같은 상세한 채널 모델이 요구된다.

한편 월성 1호기의 경우 가동한 지 20년이 지나 압력관, 피더관 등 열전달계통의 일부 기기에서 경년열화로 인한 열수력적 특성이 변화되어 이에 대한 안전성 평가의 필요성이 제기되고 있다. 특히 압력관의 경우 반경 방향으로의 크립(diametral creep), 증기발생기 세관의 이물질 축적(boiler tube fouling), 피더관의 표면 거칠기(feeder roughness)의 증가, 핵연료 채널 오리피스 기능 저하(orifice degradation) 등이 발생되고 있다. 이러한 기기의 경년열화로 인하여 헤더(header) 입구에서의 온도 상승, 특정 채널에서의 유량 감소와 이로 인한 출구에서의 높은 기포율(void fraction) 증가 등을 야기할 수 있다. 이러한 경년열화 유인 열수력적 특성의 변화는 사고 시 계통의 열수력적 거동에 악 영향을 줄 수 있게 된다. 따라서 월성 1호기에 대해 경년 열화에 따른 영향 분석이 필요하며 이를 위한 열수력적 모델의 개발이 필요하다.

이 연구보고서에서는 월성 1호기 노심에 대한 경년열화 영향을 분석하기 위해서 캐나다 AECL(Atomic Energy of Canadian Limited)에서 분석한 주요 기기에 대한 경년열화 인자들을 토대로 경년열화에 따른 열수력적 모델 개발과 특정 사고 시의 안전성 평가를 수행하였다. 한편 모델의 적정성과 해석결과의 신뢰성 확인을 위하여 AECL에서 수행한 80%출력에서의 정상상태에 대한 예측 결과와 비교하였다.

## 제2절 기기 경년열화 인자 모델화 방법론

### 1. 입구 피더관 오리피스 경년열화

입구 피더관 오리피스 경년열화 모델은 오리피스의 유동손실계수 조절을 통해 유동저항을 부가하는 모델을 적용한다. 즉 오리피스의 기능을 저해하는 모형으로 손실계수(loss coefficient)에 보정값(1.0 보다 작은 수)을 곱함으로써 모델링 하고 있으며, 이 경우 보정 값은 손실계수를 줄이기 위한 multiplier로서의 역할을 한다. 보정 값은 오리피스의 크기별(6개), 배관 크기별 (1.5, 2인치), 4개의 유로(core pass)별로 구분하여 적용된다.

한편 역방향 유동에 대해서는 오리피스의 유체저항에 대한 영향이 명확히 밝혀지지 않았고 또한 크지 않을 것으로 추정되어 역방향 유동에 대해서는 손실계수를 보정하지 않는다.

### 2. 열수송펌프 경년열화

열수송펌프(PHT pump)는 고유의 단상에 대한 수두 대 유량곡선('single phase head vs. flow' curve)을 가지며, 정격유량(rated flow)은 전 출력(full power) 정상상태에서 2100kg/s의 값을 가지게 되며, 정격유량(rated flow)은 head-flow curve 상관관계를 이용하여 계산한다. 열수송펌프(PHT pump)의 경년열화 모델은 펌프의 정격수두(rated head) 값을 조정하여 모형화 한다.

### 3. 피더관 경년열화

피더관에서의 경년열화 현상으로는 마크네사이트의 침전(내부 피더관), 유동 가속화에 의한 부식(외부 피더관) 등이 있다. 내부 피더관의 경우 배관크기는 1.52~2.5 inch이며 외부 피더관의 배관크기는 22.53~3.5 inch 이다. 이러한 내·외부 피더관에 대한 경년열화의 모형으로 변 거칠기(roughness) 값을 적용하며 거칠기 값은 각 배관의 크기와 유로(core pass) 그리고 채널의 위치를 고려해서 적용한다. 그러나 각 평균 채널그룹들이 크기가 다른 피더관들로 구성되어 있기 때문에 거칠기 값을 평균하여 적용할 필요가 있다. 예를 들어 특정유로에서 6개의 2.5인치 내부 피더와 6개의 2.5인치 내부 피더로 구성되어 있다면 내부 피더관의 거칠기 값은 두 개의 다른 배관 크기에 대한 거칠기에 가중치를 곱한 평균으로 구한다. 한편 유량이 낮은 내부 피더관 (12개, 2인치)과 평균 외부 피더관 (12개, end fitting 부위 2.5 인치, 외부 header 부위 3.5인치에 각각 하나 포함)에는 거칠기를

적용하지 않는다.

#### 4. End Fitting 경년열화

핵연료 채널과 같은 선형튜브(linear tube)에서는 마그네사이트(magnetite)의 침적(deposition)으로 인하여 입구 end fitting의 거칠기(roughness)가 증가하게 된다.

#### 5. 압력관 경년열화

CATHENA에서는 핵연료채널 내에 있는 각 핵연료다발 위치에서의 크립율 증가분(%)을 입력하면 각 핵연료채널의 12개의 노드(node)에서의 유동면적, 열수력학적 직경(hydraulic diameter), 손실계수(loss coefficient), 냉각재 체적, 마찰계수(skin friction) 보정인자 등이 계산된다.

압력관의 크립율은 RC-1980의 표로부터 산출하며 크립율은 고출력 채널에서 크게 변화하지 않으나 외부 노심 채널 그룹에서는 채널마다 크립율에 변화가 많기 때문에 단순화를 위해 근사법을 적용한다. 또한 평균 % creep을 구하기 위하여 4982 EFPD(effective full power day)에 개개의 채널에 대한 크립율(creep rate)을 곱한다.

한편 압력관 안쪽(inlet end 근처)에서는 마그네사이트(magnetite)의 침적(deposition)으로 핵연료채널 내 표면의 거칠기(roughness)가 증가하게 되며 일반적으로  $1.02 \times 10^{-6}$ m 값이 적용된다.

#### 6. 증기발생기(Boiler) 세관(Tube)에서의 경년열화

증기발생기 세관 내 표면에서의 거칠기(roughness)는 magnetite deposition을 고려하기 위하여 NUCIRC aged plant models 내에서 증가하게 된다. 또한, magnetite deposits는 hydraulic diameter 안쪽에 있는 관을 감소시킨다. 이러한 효과는 cold leg 부분에서 가장 크게 나타나는데, 이는 물의 온도가 낮을 수록 deposition rate가 더 증가하기 때문이다.

Boiler tube의 hot leg section에서는 boiler 1에서 4에 대한 상대적인 roughness의 값이 0.0001이 된다. Cold leg section에서는 예열기를 제외하고는 상대적인 roughness의 값이 boiler 1에서 4에 대하여 각각 0.00825, 0.013, 0.0102, 그리고 0.0165가 된다. Preheater section에 대해서는 상대적인 roughness의 값이 0.0081, 0.013242, 0.01015, 0.01665가 된다. 그리고 상대적인 roughness에, CATHENA의

input이 되는 절대적 roughness의 값(m단위)을 얻기 위하여 각 section에 boiler 관의 inner diameter를 곱해 준다.

또한 월성1호기의 NUCIRC model에서는 3개의 boiler관 직경을 사용한다: 하나는 hot leg에 대한 것, 다른 하나는 cold leg에 대한 것(예열기 section은 제외), 그리고 나머지 하나는 예열기 안쪽의 section에 대한 것이다. 각각의 직경은 1.362 cm, 1.348 cm, 그리고 1.328 cm 이다(reference 1). 이와 동일한 값이 모든 4개의 boiler에 사용된다. Magnetite deposition이 더 크게 나타나는 cold leg에서는 더 작은 직경이 발생한다. 이들 직경은 boiler tube를 나타내는 각 pipe component에 대한 input이 된다. 이에 상응하는 1개의 관에 대한 flow 면적은 각각  $1.457 \times 10^{-4}$ ,  $1.385 \times 10^{-4}$ ,  $1.496 \times 10^{-4} \text{ m}^2$  가 된다. Boiler관에 대한 piping wall 모델에서의 내부 반경은 변하지 않는데, 이는 2차측 열전달에 영향을 주는 모든 인자의 복합적인 효과가 NUCIRC에서와 동일한 reactor inlet header의 온도를 가지는 적절한 열전달 보정인자를 구체화함으로써 고려되기 때문이다.



### 제3절 기기 경년열화 모델 평가

월성 1호기의 경년열화 유인 안전성 평가모델 구축을 위해 캐나다 AECL(Atomic Energy of Canadian Limited)에서 분석한 다음과 같은 주요 기기에 대한 경년열화 인자들을 토대로 계통 열수력적 모델을 검토하였다.

inlet and outlet feeder roughness
inlet feeder orifice loss coefficient
inlet end fitting roughness
fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)
fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube
boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)
rated pump head and flow

#### 1. 피더관 모델

피더관에 대해서는 설계자료(geometry data)를 근간으로 각 유로(core pass)에 대해 7개의 채널 그룹으로 구성하고, 각 채널 그룹은 직렬 및 병렬 형태로 평균을 계산하도록 모델화 되어 있다.

#### 2. End Fitting Model

각 7개의 평균 채널의 종단이음부(end fitting) 부분에 대한 수력학적 모델과 열전달 모델은 월성 1호기의 입구 및 출구 종단이음부에 대한 설계도와 동일하게 되어 있다.

#### 3. 헤더 모델

핵연료채널 헤더(header)의 유량 면적은 헤더배관(header pipe)의 단면적(cross-sectional)의 8배에 해당한다. 출구 헤더의 경우 전체 1차 계통 순환유량의 1/4이 헤더 상부에, 기타 1/4은 헤더의 중간까지 유동한다고 가정하였다. 증기의 유동면적은 헤더배관(header pipe)의 단면적(헤더 단면적의 1/8에 해당)과 같고 헤더 중간과 밑 부분에서의 냉각수 유량은 없는 것으로 가정하였다.

펌프 방출부(pump discharge port)와 정체부(stagnant point) 사이의 중간 지점에

서의 유동은 펌프 방출부에서의 유동의 반으로 가정하였다 (이는 전체 유량의 1/8에 해당). 따라서 평균 유동면적은 대략 헤더배관 단면적의 약 8배에 해당하므로 단면적(cross-sectional)은  $0.370^2 \times \pi / 4 (=0.1075 \text{ m}^2)$ 이며 헤더 입구에서의 유동면적은  $0.860 \text{ m}^2$ 이 된다. 헤더 출구에서의 단면적은  $0.406^2 \times \pi / 4 (=0.1295 \text{ m}^2)$ 이므로 유동면적은  $1.0357 \text{ m}^2$ 이 된다.

#### 4. 핵연료채널 모델

핵연료채널의 위치 자료는 다음과 같다.

표 1 핵연료채널 설계자료

Junction Resistance Label	Length(m)	Inner Radius(m)	Outer Radius(m)	Volume per Bundle(m <sup>3</sup> )
UO <sub>2</sub> Pellet	0.4953/bundle	0	0.00612	$37(0.00654)^2(0.4953)=2.4625\text{E-}3$
Fuel Sheath	0.4953/bundle	0.00615	0.00654	
End Plate	1.52E-3		0.454	$0.5[2(0.0454)^2(1.52\text{E-}3)]=9.8424\text{E-}6$
Spacer				$156(8.26)(2.29)(0.64)(10^{-9})=1.889\text{E-}6$
Bearing Pad				$54(25.4)(2.03)(1.0)(10^{-9})=2.7843\text{E-}6$
				<b>Total = 2.4770E-3</b>
Pressure Tube	5.9436	0.05198	0.05617	

#### 5. 압력관 모델

압력관 내부 직경은 0.10396 m 이며, 핵연료 덮개 외부 직경은 0.01308 m이다.

## 제 3 장

### 경년열화 열수력 영향 평가

## 제3장 경년열화 열수력 영향 평가

### 제1절 개요

월성 1호기는 1983년 4월 상업운전을 시작한 이래 2006월 현재 약 23년간 가동 중에 있다. 따라서 장기간 가동으로 인하여 구조물, 계통, 기기 등에서 경년열화 (ageing)가 발생되고 있으며, 이로 인하여 당초 설계된 기능상의 특성에 비해 열수력적, 기계적 변화가 초래되고 있다. 이러한 기기들의 기능 특성의 변화는 원전 안전성을 저해할 가능성이 있어 월성 1호기에 대한 안전성 평가를 수행할 필요성이 제기되고 있다.

따라서 경년열화를 고려한 안전성 평가를 위해 캐나다 AECL이 CANDU 원자로에서 발생한 다음과 같은 경년열화 유인인자를 고려하였다.

- 입·출구 피더관 roughness
- 입구 피더관 오리피스 loss coefficient
- 입구 엔드 피팅 roughness
- 핵연료 채널 roughness (압력관 creep과는 무관)
- 핵연료 채널 유량, hydraulic diameter, loss coefficient, 냉각재 체적
- 증기발생기 1차측 내부 직경 및 roughness
- 열수송 펌프의 rated pump head와 rated flow

안전성 평가 시 사용된 각 변수 값들은 캐나다 AECL에서 분석한 값들을 사용하였으며, 당해연도 연구에서는 핵연료채널 벽에서의 거칠기(roughness), 엔드 피팅 벽에서의 거칠기(wall roughness), 열수송펌프의 수두(rated pump head)와 유량(rated flow) 등을 고려하였다(표 2 참조). 기타 항목에 대한 경년열화 효과는 자료가 확보되는 대로 차후에 평가할 예정이다.

표 2 월성 1호기에 대한 경년열화 고려 안전성평가 고려 인자

항목		이전값	경년열화 고려
열수송펌프	Rated flow [m <sup>3</sup> /sec]	2.23	2.441
	Rated head [m]	213.0	208.08
엔드피팅 wall roughness [m]	입구 엔드 피팅	4.51E-5	1.20E-6
	출구 엔드 피팅	4.57E-5	5.08E-5
핵연료채널 wall roughness [m]		4.57E-5	1.5E-6

## 제2절 정상운전 상태시 평가

정상상태 시 안전성 평가는 원자로 출력이 81.59%와 103%일 때의 2가지 경우에 대해서 해석을 수행하였다. 81.59% 원자로 출력의 경우, 핵연료채널 벽에서의 거칠기(roughness), 엔드피팅 벽에서의 거칠기(wall roughness), 열수송펌프의 정격수두(rated pump head)와 정격유량(rated flow) 등 경년열화 변수들에 대해 핵연료온도에 미치는 영향에 따른 민감도분석을 수행하였으며, 이를 캐나다 AECL이 수행한 NUCIRC 및 CATHENA 계산결과와 비교하였다.

원자로 출력 81.59%에서의 경년열화에 따른 계통 열수력적 특성 변화에 대한 해석결과는 표 3과 같다. 열수송펌프(PHT pump)의 정격수두(rated head)와 정격유량(rated flow)의 변화를 경년열화를 고려한 경우와 고려하지 않은 경우에 대해 해석한 결과를 비교한 결과, 입구 모관 압력이 0.08MPa 감소하여 헤더간의 압력차는 0.08MPa 증가하였다. 한편 핵연료 채널에서는 양단 압력차의 증가로 인하여 유량은 58.85kg/sec 증가하게 되고 이로 인해 출구 모관 온도는 0.94°K 감소하였다.

한편 핵연료 채널의 벽 거칠기(wall roughness)에 대한 경년열화 영향은, 벽 거칠기의 감소에 따른 유동저항(Flow Resistance)의 감소로 채널에서의 유량이 105.5kg/sec 증가함에 따라 출구 모관에서의 온도는 1.69°K 감소하였다. 엔드피팅에서의 벽 거칠기(wall roughness)에 대한 경년열화 영향은 커다란 차이를 보이지 않았다.

한편 세 개 경년열화 인자를 모두 고려한 경우, 입구모관에서의 압력은 0.12MPa 감소하였으나, 채널 내 유량은 175.4kg/sec 증가하여 출구 모관에서의 온도는 2.69°K의 감소하였다. 이로 인하여 헤더간 압력차는 0.11MPa 감소하였다.

원자로 출력이 81.59%에서는 출구 모관에서의 건도값이 0으로 핵연료 채널에서 비등이 발생하지 않음을 확인할 수 있었다.

표 3 기기 경년열화를 고려한 계통 열수력특성 해석결과  
(원자로출력 81.59%)

Parameter	RELAP/CANDU					HT_W1_1999 Prediction (CATHENA)	NUCIRC Prediction
	Ageing Effect						
	no	pump	ch	end fitting	pump+ch+ef		
IHD2 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.23	11.41	11.31	11.23	11.19
IHD4 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.23	11.41	11.29	11.15	11.12
IHD6 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.23	11.41	11.30	11.22	11.20
IHD8 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.23	11.41	11.27	11.17	11.13
IHD2 Temperature [K]	534.75	534.99	535.12	534.76	535.45	536.99	536.40
IHD4 Temperature [K]	534.77	535.01	535.14	534.78	535.42	537.17	536.42
IHD6 Temperature [K]	534.78	535.01	535.14	534.78	535.42	537.00	536.45
IHD8 Temperature [K]	534.76	534.99	535.12	534.76	535.30	536.95	535.60
OHD3 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.04	9.99	9.95
OHD1 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.03	10.00	9.95
OHD7 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.04	9.99	9.93
OHD5 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.03	10.00	9.94
OHD3 Temperature [K]	576.60	575.65	574.90	576.57	573.86	575.18	576.14
OHD1 Temperature [K]	576.51	575.57	574.82	576.48	573.77	575.50	575.61
OHD7 Temperature [K]	576.53	575.59	574.84	576.50	573.83	576.09	576.64
OHD5 Temperature [K]	576.61	575.66	574.91	576.57	574.04	576.15	576.45
Core Pass 23 Flow [kg/sec]	1980.6	2039.5	2086.1	1982.6	2161.8	2148.0	2116.0
Core Pass 41 Flow [kg/sec]	1980.8	2039.6	2086.2	1982.7	2159.6	2144.0	2100.0
Core Pass 67 Flow [kg/sec]	1980.7	2039.5	2086.2	1982.6	2158.3	2104.0	2079.0
Core Pass 85 Flow [kg/sec]	1980.8	2039.6	2086.3	1982.7	2144.7	2091.0	2087.0
Header 23 Pressure Drop [Mpa]	1.37	1.45	1.19	1.36	1.26	1.23	1.23
Header 41 Pressure Drop [Mpa]	1.37	1.45	1.19	1.36	1.26	1.16	1.16
Header 67 Pressure Drop [Mpa]	1.37	1.45	1.19	1.36	1.26	1.22	1.22
Header 85 Pressure Drop [Mpa]	1.37	1.45	1.19	1.36	1.24	1.18	1.18
OHD Quality	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

AVG Value

IHD Pressure	11.41	11.49	11.23	11.41	11.29	11.19	11.16
IHD Temperature	534.76	535.00	535.13	534.77	535.40	537.03	536.22
OHD Pressure	10.04	10.04	10.04	10.04	10.04	10.00	9.94
OHD Temperature	576.56	575.62	574.87	576.53	573.87	575.73	576.21
Core Flow	1980.7	2039.6	2086.2	1982.7	2156.1	2121.8	2095.5
Head Pressure Drop	1.37	1.45	1.19	1.36	1.26	1.20	1.20

Difference from no ageing effect

IHD Pressure	0.00	0.08	-0.18	0.00	-0.12		
IHD Temperature	0.00	0.24	0.37	0.01	0.64		
OHD Pressure	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
OHD Temperature	0.00	-0.94	-1.69	-0.03	-2.69		
Core Flow	0.02	58.85	105.50	1.95	175.40		
Head Pressure Drop	0.00	0.08	-0.18	-0.01	-0.11		
OHD Quality	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000		

한편 103% 원자로 출력에서의 경년열화에 따른 계통 열수력적 특성 변화에 대한 해석결과는 표 4와 같다. 열수송 펌프에 대한 경년열화 영향은 경년열화를 고려하지 않은 경우에 비해, 입구 모관에서의 압력이 0.08MPa 감소하게 되고 이로 인하여 헤더간의 압력차는 0.07MPa 증가하여 핵연료 채널에서의 유량은 57.65kg/sec

증가하게 된다. 한편 출구 모관에서의 건도값은 채널 유량의 증가로 인하여 0.0401로 정상상태 시 0.0463에 비해 0.0062만큼 감소하였다.

핵연료 채널 벽 거칠기의 경년열화 영향은 유동저항의 감소로 핵연료 채널 내 유량을 110.63kg/sec 증가시키며 이로 인하여 헤더간 압력차는 0.18MPa 감소하게 된다. 한편 출구 모관에서의 건도값은 채널 유량의 증가로 인하여 0.0349로 감소하였다. 엔드피팅에서 경년열화를 고려한 경우는 커다란 차이를 보이지 않았다.

한편 세 개 경년열화 인자를 모두 고려한 경우, 입구 모관에서는 0.12MPa만큼 압력이 감소하였으며 핵연료 채널에서의 유량은 177.9kg/sec 증가하였고 출구 모관에서의 건도값은 0.0172 감소하였다.

표 4 기기 경년열화를 고려한 계통 열수력 특성 해석결과  
(원자로출력 103%)

Parameter	RELAP/CANDU				
	Ageing Effect				
	no	pump	ch	end fitting	pump+ch+ef
IHD2 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.24	11.41	11.31
IHD4 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.24	11.41	11.29
IHD6 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.24	11.41	11.30
IHD8 Pressure [Mpa]	11.41	11.49	11.24	11.41	11.27
IHD2 Temperature [K]	541.29	541.59	541.78	541.30	542.16
IHD4 Temperature [K]	541.31	541.62	541.81	541.32	542.13
IHD6 Temperature [K]	541.30	541.63	541.81	541.32	542.13
IHD8 Temperature [K]	541.29	541.58	541.78	541.30	541.97
OHD3 Pressure [Mpa]	10.03	10.04	10.04	10.03	10.04
OHD1 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.03
OHD7 Pressure [Mpa]	10.04	10.04	10.04	10.04	10.04
OHD5 Pressure [Mpa]	10.03	10.04	10.04	10.03	10.03
OHD3 Temperature [K]	583.70	583.76	583.79	583.71	583.83
OHD1 Temperature [K]	583.73	583.76	583.79	583.73	583.75
OHD7 Temperature [K]	583.76	583.76	583.80	583.77	583.82
OHD5 Temperature [K]	583.71	583.76	583.79	583.71	583.71
Core Pass 23 Flow [kg/sec]	1913.4	1969.0	2022.4	1915.4	2095.9
Core Pass 41 Flow [kg/sec]	1911.0	1969.8	2022.7	1913.7	2094.5
Core Pass 67 Flow [kg/sec]	1909.3	1969.6	2022.2	1911.1	2090.8
Core Pass 85 Flow [kg/sec]	1913.9	1969.8	2022.8	1916.8	2077.9
Header 23 Pressure Drop [Mpa]	1.38	1.45	1.20	1.38	1.27
Header 41 Pressure Drop [Mpa]	1.38	1.45	1.20	1.37	1.26
Header 67 Pressure Drop [Mpa]	1.38	1.45	1.20	1.37	1.26
Header 85 Pressure Drop [Mpa]	1.38	1.45	1.20	1.38	1.25
OHD Quality	0.0463	0.0401	0.0349	0.0456	0.0291

AVG Value

IHD Pressure	11.41	11.49	11.24	11.41	11.29
IHD Temperature	541.30	541.60	541.79	541.31	542.10
OHD Pressure	10.03	10.04	10.04	10.04	10.03
OHD Temperature	583.72	583.76	583.79	583.73	583.78
Core Flow	1911.9	1969.6	2022.5	1914.3	2089.8
Head Pressure Drop	1.38	1.45	1.20	1.37	1.26

Difference from no ageing effect

IHD Pressure	0.00	0.08	-0.17	0.00	-0.12
IHD Temperature	0.00	0.30	0.49	0.01	0.80
OHD Pressure	0.00	0.01	0.01	0.01	0.00
OHD Temperature	0.00	0.04	0.07	0.01	0.06
Core Flow	0.00	57.65	110.63	2.35	177.88
Head Pressure Drop	0.00	0.07	-0.18	-0.01	-0.12
OHD Quality	0.0000	-0.0062	-0.0114	-0.0007	-0.0172

이상의 경년열화 인자에 대한 민감도 분석결과 엔 피팅에서의 경년열화는 커다란 영향을 미치지 않음에 비해 열수송펌프의 정격수두(rated head)와 정격유량(rated flow)의 경년열화 영향과 핵연료 채널 벽 표면 거칠기(wall roughness)의 변화는 계통 열수력 특성 변화에 영향을 주는 것으로 나타났다. 특히 핵연료 채널에서의 경년열화가 세 가지 인자 중 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다.



한편 본 연구를 위하여 사용된 축 방향 출력분포는 그림 1과 같으며 NUCIRC 및 CATHENA의 경우 축 방향 출력분포가 좌우로 대칭인 반면, RELAP/CANDU-SCAN 해석결과는 연계계산 특성상 출력분포가 채널 유동에 따른 영향(밀도, 온도 등)으로 출력분포가 채널 출구방향으로 약간 편향(shift)되는 특성을 갖게 되어 이러한 특성상 해석결과에 다소 차이를 나타냈다. 한편 그림 2와 같이 경년열화 인자에 따른 영향은 없어 출력분포의 차이가 해석결과에 영향을 주지 않는 것으로 확인되었다.

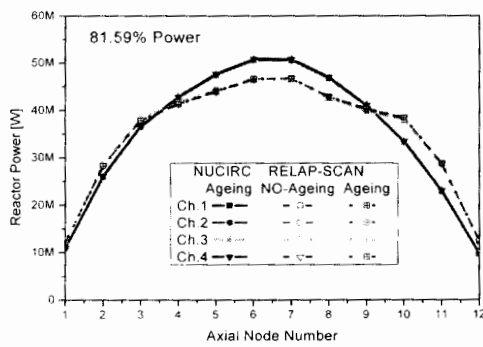


그림 1 축 방향 출력분포  
(원자로출력 81.59%)

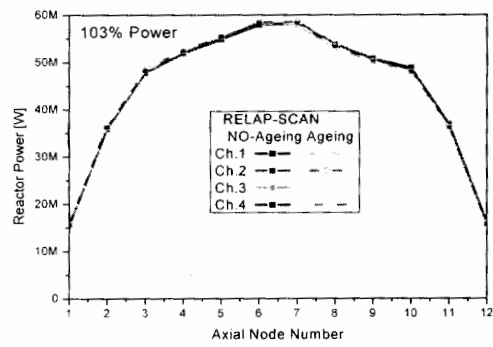


그림 2 축 방향 출력분포  
(원자로출력 103%)

### 제3절 과도상태 평가

경년열화가 과도상태 시에 어떠한 영향을 미치는지 알아보기 위해서 IV등급 전원 상실을 동반한 입구 모관 35% 파단사고에 대해 사고해석을 수행하였다.

#### 1. 입구모관 35% 파단사고 모사 (81.59% Power)

81.59% 출력의 경우에 대해서 경년열화를 고려한 경우와 그렇지 않은 경우에 대한 결과를 비교하였다. 먼저 출력 변화를 보면 그림 3과 같이 원자로 trip은 경년열화를 고려한 경우는 0.76sec에, 그렇지 않은 경우는 0.81sec로 약간의 차이를 보이나 power pulse는 거의 유사함을 알 수 있다. 그림 4의 채널유량을 살펴 보면 등급 IV전원상실(열수송펌프 정지) 이전에는 유량차이가 있으나 그 이후에는 유량의 차이가 거의 없음을 알 수 있다. 핵연료 표면 온도의 경우는 경년열화를 고려하지 않은 경우에는 17.5sec에 968.3°K의 값을 가지는 반면, 고려한 경우에는 6sec에 974.6°K의 값을 갖는다. 이러한 차이는 펌프의 rated flow와 rated head의 차이에 기인한다. 그 외 파단방출 유량, 모관 압력 분포, 모관 온도 등은 두 경우에 있어 별 차이를 보이지 않았다.

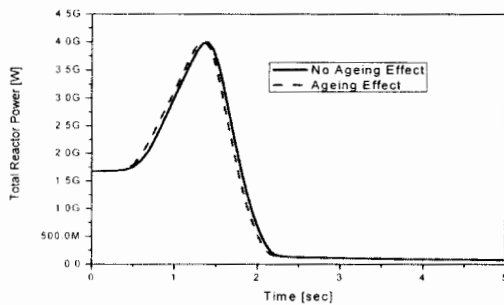


그림 3 운자로 출력변화  
(원자로출력 81.59%)

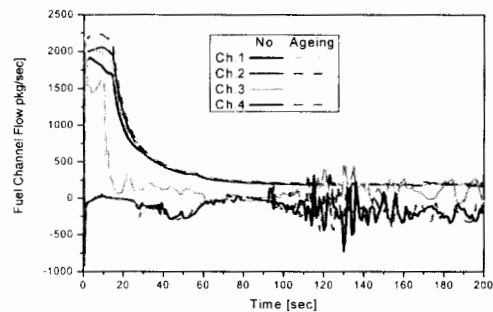


그림 4 핵연료채널 유량  
(원자로출력 81.59%)

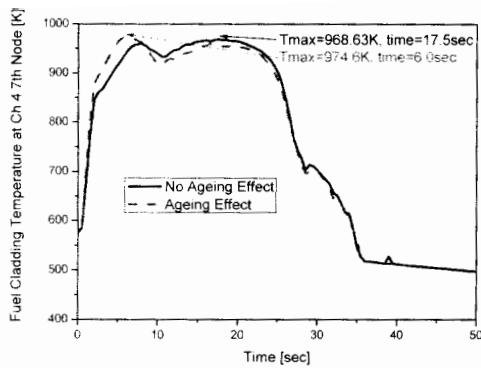


그림 5 핵연료 피복관 온도  
(원자로출력 81.59%)

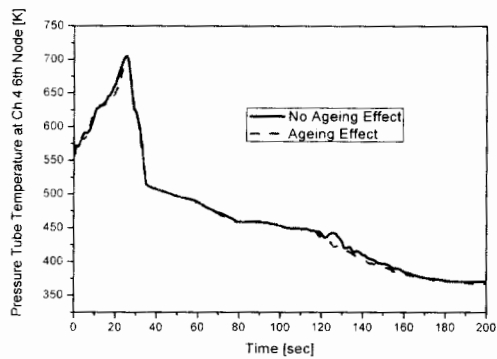


그림 6 압력관 온도  
(원자로출력 81.59%)

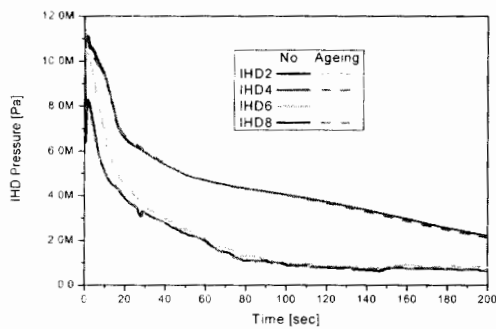


그림 7 입구 헤더 압력  
(원자로출력 81.59%)

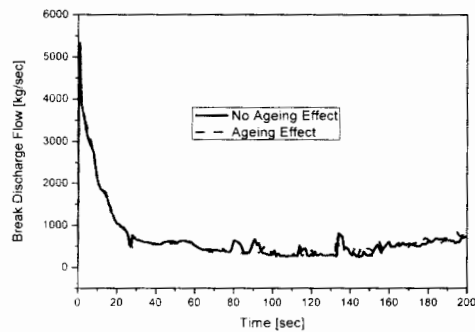


그림 8 파단부위 방출 유량  
(원자로출력 81.59%)

## 2. 입구 모관 35% 파단사고 모사 (103% Power)

103% 출력에서 경년열화를 고려한 경우와 그렇지 않은 경우에 대한 결과를 비교하였다. 먼저 출력 변화를 보면 그림 9와 같이 경년열화를 고려한 경우에는 0.86sec에서 원자로가 정지(trip)되고 최고 출력(peak power)은 1.46sec에 4395MW에 달한다. 반면에 경년열화를 고려하지 않은 경우에는 0.68sec에 원자로가 정지되며 최고 출력은 1.27sec에 5426MW의 값을 갖는다. 이는 핵연료채널 벽에서의 거칠기(roughness)가 정상상태 시 경년열화를 고려하지 않은 경우에는 핵연료채널 내의 기포량이 고려하지 않은 경우보다 더 많고 또한 LOCA 사고 시 냉각재 밀도변화가 더 커서 이러한 차이가 발생하는 것으로 보인다. 그림 10의 채널 유량 변화는 81.59% power의 경우와 마찬가지로 등급 IV 전원상실(열수송펌프 정지) 이전에는 유량 차이가 있으나 그 이후에는 유량의 차이가 거의 없음을

알 수 있다. 핵연료 표면 온도의 경우에는 경년열화를 고려하지 않은 경우 14sec에 1136.6°K의 값을 가지는 반면, 고려한 경우 15sec에 1093.9°K의 값을 갖는다. 이러한 차이는 초기의 유량 차이와 power pulse의 차이에 기인한다. 그 외 모관 압력 분포, 모관 온도 등은 두 경우에 있어 별 차이를 보이지 않았다. 최대파단방출유량에 있어서는 경년열화를 고려한 경우 3842kg/sec로서 그렇지 않은 경우의 5732kg/sec 보다 작음을 알 수 있다. 이는 경년열화를 고려한 경우가 펌프 rate flow에서 더 큰 값을 사용하기 때문에 ch. 4에서의 유량이 경년열화를 고려하지 않은 경우에 비해 상대적으로 역방향으로 더 작은 값을 가지기 때문이다. 즉 경년열화를 고려한 경우 그렇지 않은 경우에 비해 냉각재가 열수송펌프 쪽으로 더 많이 들어가기 때문에 파단부위를 통해 빠져나가는 유량은 상대적으로 적게 된다.

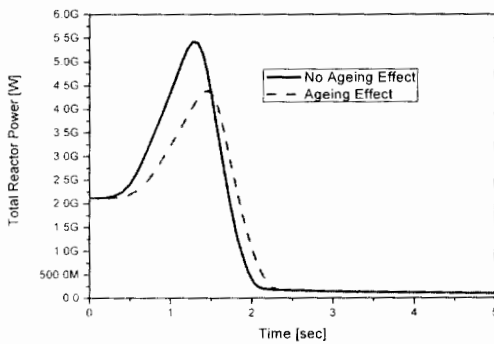


그림 9 원자로 출력변화  
(원자로출력 103%)

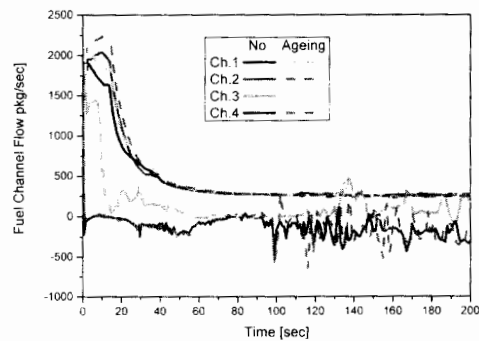


그림 10 핵연료채널 유량  
(원자로출력 103%)

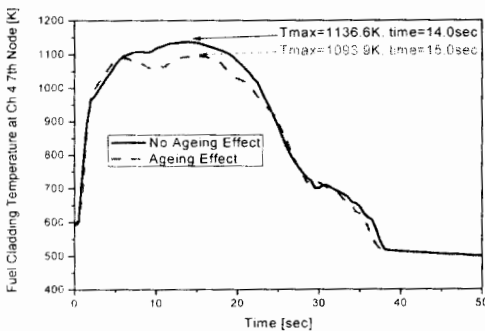


그림 11 핵연료 피복관 온도  
(원자로출력 103%)

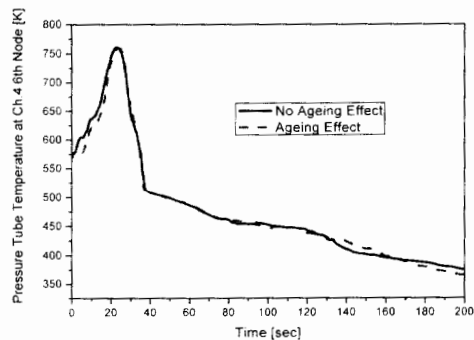


그림 12 압력관 온도  
(원자로출력 103%)

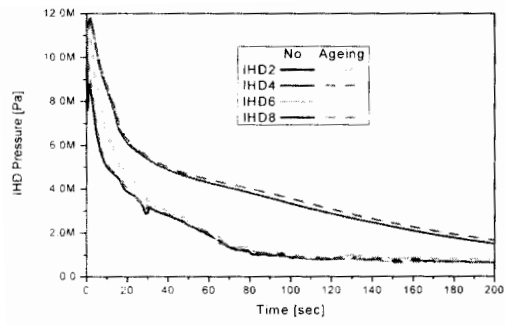


그림 13 입구 헤더 압력  
(원자로출력 103%)

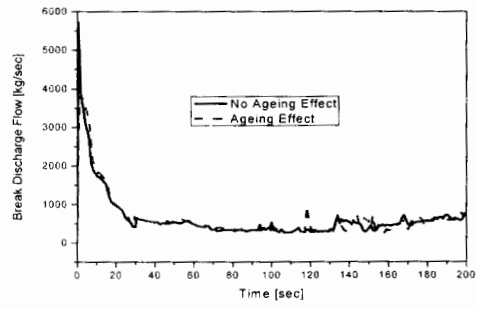


그림 14 파단부위 방출 유량  
(원자로출력 103%)

## 참 고 문 헌

## 참고문헌

- [1] G. Harvel, R. Dam and A. Baljian, "CANDU Heat Transport System Data Used In NUCIRC MOD2.000: C6 Appendices", TTRPart 2, Volume 2, Revision 0, to be issued.
- [2] J.W.D. Anderson, "Procedures for Averaging Series and Parallel Pipe Combinations for Simplified Thermal-hydraulic Calculations", AECL Report TDAI ,1983 October.
- [3] L. Chrobak, "Thermal-hydraulic Support for the Wolsong ROP Project: Second Study Period", AECL Memo to G.D. Harvel, 86, 2000 April
- [4] M.E. Lavack, T.G. Beuthe, and B.N. Hanna (editors), "CATHENA MOD0 Input Reference", AECL Report COG 1999.
- [5] H. Choi, Y.H. Kim, and K.H. Lee, "Development of CATHENA Plant Model for Wolsong1", KEPCO Report, 2001 April.
- [6] IAEA, "Assessment and Management of aging of major nuclear power plant components important to safety : CANDU Reactor assemblies" IAEA Report, 2001 .4

## 서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드							
KINS/RR-379										
제목 / 부제	월성1호기 경년열화 유인 인자 안전여유도 예비평가									
연구책임자 및 부서명	김만용									
연구자 및 부서명										
김현균, 이상규, 감성천, 김병수, 신형기, 이계휘, 문찬기, 김도삼, 신철, 최용석, 류건중, 황수현, 이은철, 박창환, 최용원, 유준수										
발행지	대전	발행기관	한국원자력안전기술원							
발행일	2006. 2.									
페이지	23 p.	도표	있음(○), 없음( )							
크기	21×29.7Cm.									
참고사항										
공개여부	공개(○), 비공개( )	보고서종류	연구보고서							
비밀여부	대외비( ), __ 급비밀									
연구수행기관	한국원자력안전기술원	계약번호								
초록 (15-20줄내외)	<p>월성 1호기 압력관의 처짐, 피더관의 감속 현상, 기기들의 경년열화 등 안전현안과 국내 가동중 원전에 대한 주기적 안전성평가(PSR) 시행 등으로 중수로에 대한 체계적, 종합적 안전성 평가의 필요성이 제기됨에 따라 중수형 원전에 대한 안전성 평가기술 개발과 독자적인 안전성 확보체제를 구축할 필요성이 제기되었다. 이를 위한 과정으로서 중수로 경년열화 열수력 평가 기술의 개발이 필요하게 되었다. 따라서 본 연구에서는 경년열화의 일반적 mechanism에 대해 고찰한 뒤 월성 1호기에 대한 경년열화 분석을 위한 기존자료 분석을 수행하였다. 또한 경년열화의 기기분석에서 활용될 수 있는 통계적 방법론에 대해 고찰해 봄으로써 2차년도 연구를 위한 기초를 마련하였다. 결과적으로 본 연구는 주요 계통, 기기별 경년열화 자료 생산을 목표로 하고 있다. 따라서 본 보고서에서는 중수로의 경년열화 mechanism에 대해 연구와 더불어 주요 계통, 기기에 대한 분석이 이루어졌으며 이를 토대로 경년열화에 열수력적 분석에 가장 큰 영향을 미치는 7가지의 요소를 파악하였으며 그 내용은 다음과 같다.</p>									
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>inlet and outlet feeder roughness</td></tr> <tr><td>inlet feeder orifice loss coefficient</td></tr> <tr><td>inlet end fitting roughness</td></tr> <tr><td>fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)</td></tr> <tr><td>fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube</td></tr> <tr><td>boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)</td></tr> <tr><td>rated pump head and flow</td></tr> </table>			inlet and outlet feeder roughness	inlet feeder orifice loss coefficient	inlet end fitting roughness	fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)	fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube	boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)	rated pump head and flow
inlet and outlet feeder roughness										
inlet feeder orifice loss coefficient										
inlet end fitting roughness										
fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)										
fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube										
boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)										
rated pump head and flow										
주제명키워드 (10단어내외)	중수로, 경년열화, 월성 1호기, 열수력									



## BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code								
KINS/RR-379														
Title/ Subtitle														
Pre-assessment of Safety Margin for Aging Elements for CANDU Reactors														
Project Manager and Department		Manwoong Kim												
Researcher and Department														
Pub. Place	Daejeon	Pub. Org.	Korea Institute of Nuclear Safety	Pub. Date	February 2006									
Page	23 p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No ( )	Size	21×29.7Cm.									
Note														
Open	Open( O ), Closed ( )			Report Type	Research Report									
Classified	Restricted( ), __ Class Document													
Performing Org.	Korea Institute of Nuclear Safety			Contract No.										
Abstract (15-20 Lines)														
<p>Since necessity of assessing unsettled problem like pressure tube sag, pressure tube creep, aging mechanism of some equipments in Wolsong 1 and carrying out PSR for PHWR in Korea has been insisted, development of general and independent safety technology system for PHWR should be developed. And 'development of Thermal-hydraulic Assessment Technology for Degradation of CANDU Reactors' is required to perform this process. In this research, after we grasp the general process of the aging mechanism for PHWR(particularly about CANDU), analysis of existing report about Wolsong 1(CATHENA Plant Model for Wolsong 1 with multiple-Average Channels and Ageing Effects for 1999) is performed. And statistical methodology that can be used to analysis of degradation will be considered for the basis of next research. In conclusion, This research has an object to product degradation data of main system and each equipment. Consequently study of aging mechanism for PHWR and analysis of main system, equipments is performed and it results in main 7 factors affecting thermal-hydraulic analysis for PHWR as follows.</p>														
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>inlet and outlet feeder roughness</td></tr> <tr><td>inlet feeder orifice loss coefficient</td></tr> <tr><td>inlet end fitting roughness</td></tr> <tr><td>fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)</td></tr> <tr><td>fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube</td></tr> <tr><td>boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)</td></tr> <tr><td>rated pump head and flow</td></tr> </table>								inlet and outlet feeder roughness	inlet feeder orifice loss coefficient	inlet end fitting roughness	fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)	fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube	boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)	rated pump head and flow
inlet and outlet feeder roughness														
inlet feeder orifice loss coefficient														
inlet end fitting roughness														
fuel channel roughness (independent of pressure tube creep)														
fuel channel flow area, hydraulic diameter, loss coefficient, and coolant volume for crept pressure tube														
boiler tube inside diameter and roughness (inside surface)														
rated pump head and flow														
Subject Keywords (About 10 words)		CANDU, Degradation, Wolsung 1, Thermal-hydraulic												