

중수로 노후화 핵연료채널 이상유동  
열전달해석 모델개발

A Development on Heat Transfer Model  
for Aged CANDU Fuel Channel

*KAERI*

# 제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 2008년도 “중수로 노후화 핵연료채널 이상유동 열전달해석 모델개발” 과제의 위탁보고서로 제출합니다.

2008. 04.

과 제 명 : 중수로 노후화 핵연료채널 이상유동 열전달해석 모델개발

과제책임자 : 이 강 문

참 여 자 : 전 건 호  
김 중 현

## 요 약 문

CANDU 안전해석시 핵연료채널의 열적, 기계적 거동에 영향을 미치는 이상유동열전달 모델의 선정은 LOCA 및 단일채널 사고의 해석시 중요한 역할을 한다. 핵연료채널 건전성과 관련된 주요 현상으로는 열수송계통의 감압, 취출기간의 냉각, 과출력 과도상태, 압력관 변형, 감속재 과냉각도, 감속재 온도분포, 안전주입 등이 있는데, 이러한 현상들을 노화 핵연료 채널 분석에 적용하기 위한 모델 개발에 어려움이 있어 왔다. 본 연구는 채널의 경년열화에 대한 조사를 수행하였다. 핵연료 채널 모델링을 위한 여러 코드들의 분석 방법들을 조사하였으며, 압력관-칼란드리아관 접촉, 핵연료채널 파손, 압력관의 비균일 변형 등에 관한 모델들을 채널유량, 압력강하, 기포분율, 피복관 및 압력관 온도, CHF 등의 변수들과 비교하여 예측하였다. 또한 안전해석 코드, 관련 시험데이터 그리고 이전을 해석적 연구 등을 비교분석하였다.

## SUMMARY

It is important to select a two-phase flow heat transfer model which affects thermal and mechanical behavior of fuel channel during the safety analysis of LOCA and single channel failure for CANDU type reactor. The significant phenomena related to the fuel channel integrity are pressure drop in the PHTS, cooldown during the blowdown, overpower transient, pressure tube creep, moderator subcooling margin, temperature distribution in the moderator and safety injection. Applying these phenomena into the analysis of aging fuel channel has had some problem. This study has investigated channel aging characteristics and analysis methodology of many computer codes for modelling of the fuel channel. And this study estimated models of the pressure tube-calandria tube contact, fuel channel deformation and non-uniform pressure tube creep with comparing with fuel channel flow rate, pressure drop, void fraction, temperature of fuel sheath and pressure tube and CHF. Finally this study compared the safety analysis codes, test data and previous results of analytical study.

# CONTENTS

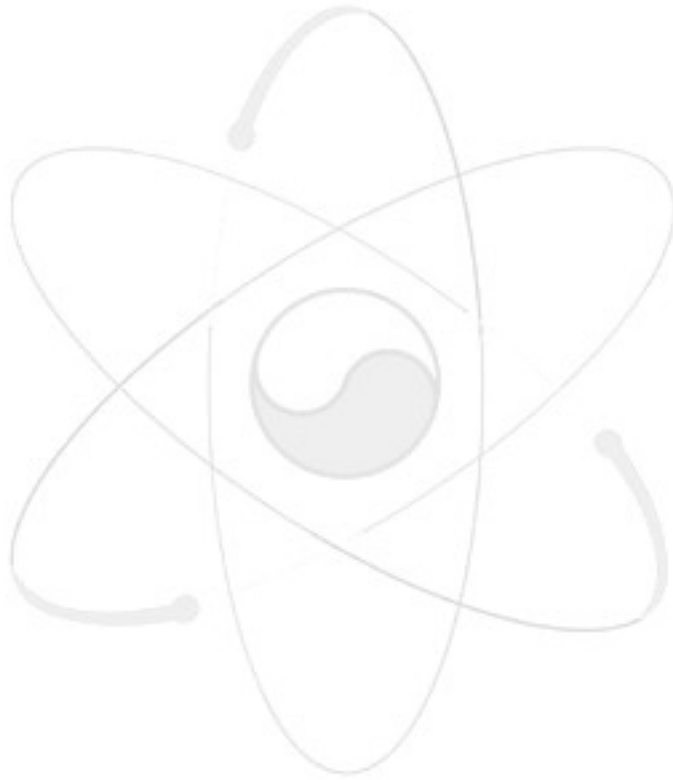
Summary(Korean) .....	i
Summary(English) .....	ii
Contents(English) .....	iii
Contents(Korean) .....	iv
List of Tables .....	v
List of Figures .....	vi
Chapter 1. INTRODUCTION .....	1
Chapter 2. SUBJECT .....	3
2.1 Aging of Fuel Channel .....	3
2.2 Development of Analysis Methodology of Fuel Channel .....	7
2.3 Modelling of Fuel and Fuel Channel .....	10
2.4 Development of Analysis Model of Fuel Channel .....	18
Chapter 3. CONCLUSION .....	40

# 목 차

요약문(국문) .....	i
요약문(영문) .....	ii
목차(영문) .....	iii
목차(국문) .....	iv
표목차 .....	v
그림목차 .....	vi
제 1 장 서 론 .....	1
제 2 장 본 론 .....	3
제 1 절 핵연료 채널의 경년열화 .....	3
제 2 절 핵연료 채널의 분석 방법론 개발 .....	7
제 3 절 핵연료 채널 및 핵연료 모델링 .....	10
제 4 절 핵연료 채널의 분석 모델 개발 .....	18
제 3 장 결 론 .....	40

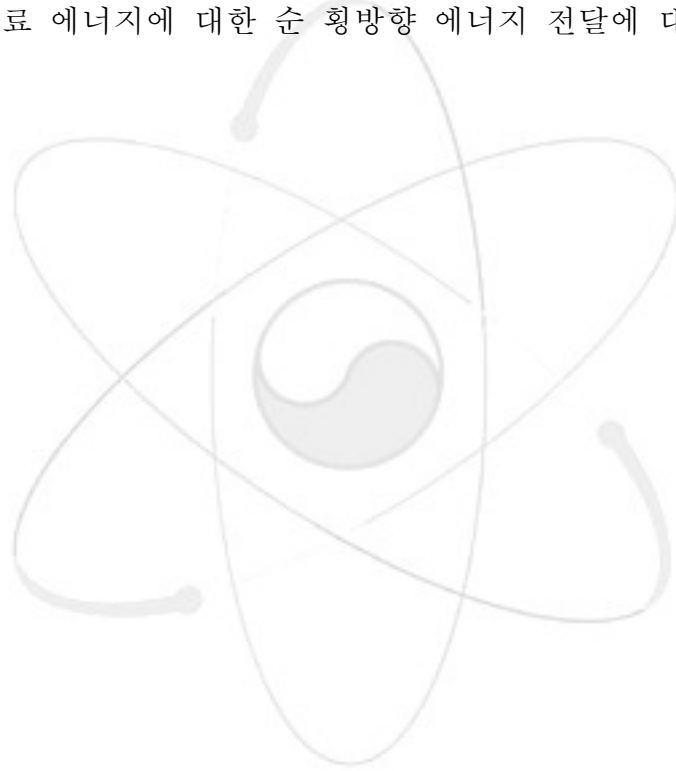
# 표 목 차

표 2.1 90% 이용률로 30 년 운전후의 Zr-2.5Nb 압력관 물성예측치 ..... 5



## 그림 목 차

그림 3.1 베어링패드-압력관 접촉전도도 결정절차 .....	16
그림 4.1 PT/CT 가열 및 접촉관련 변수반응 다이어그램 .....	26
그림 4.2 접촉비등 CHF 한계(이론적 접촉비등곡선) .....	27
그림 4.3 연료채널 건전성 Map .....	27
그림 4.4 FACTRA 2.0(LOCA)의 계산전개도 .....	33
그림 4.5 환형유로에서의 열전달 .....	37
그림 4.6 핵연료 에너지에 대한 순 횡방향 에너지 전달에 대한 비 .....	38



## 제 1 장 서 론

CANDU 안전해석에서 핵연료채널의 열적-기계적 거동과 관련하여 고려되는 사고는 LOCA와 단일채널사고 등이다. 그중에서 가장 제한적인 사고인 대형과단 LOCA 시 핵연료채널 건전성과 관련된 주요 현상들은 열수송계통의 감압, 취출 기간 냉각, 과출력 과도상태, 압력관 변형, 감속재 과냉각도, 감속재 온도분포, 안전주입 등과 관련이 있다.

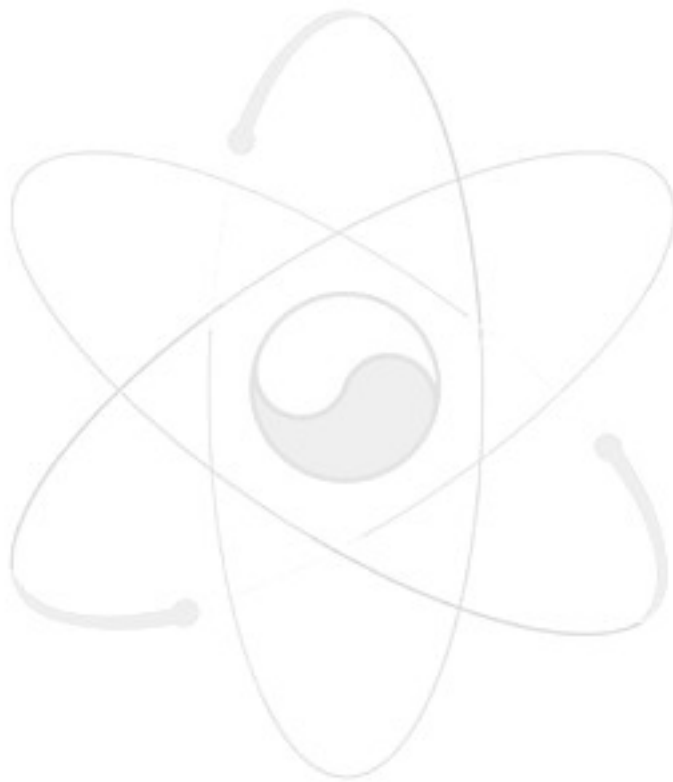
본 보고서에서는 핵연료 채널 분석을 위한 다음과 같은 사항을 다룬다.

- CANDU 핵연료채널의 열적-기계적 거동과 관련된 물리적 현상
- 냉각재-압력관 열전달
- 유량 혼합 및 우회
- 압력관으로의 국부 용융물 열전달
- 압력관-칼란드리아관 열전달
- 칼란드리아관-감속재 열전달
- 압력관 변형 및 파손
- 칼란드리아관 변형 및 파손
- 압력관 산화 및 Hydriding
- 핵연료봉/압력관 복사 열전달
- 핵연료봉/베어링패드/압력관 접촉열전달
- 파손 핵연료채널과 노심부품 반응

또한 대형과단 LOCA 시 핵연료채널 건전성(핵연료 채널 건전성, FCI)에 영향을 미치는 인자는 다음과 같다.

- 비균일한 원주방향 온도분포 하에서의 압력관 부품
- 핵연료봉/압력관 혹은 베어링패드/압력관 접촉으로 인한 국부적인 압력관의 고온점
- 압력관과 용융 지르칼로이 반응
- 압력관 및 핵연료 피복관의 열적 및 화학적 거동
- 채널 부품과 핵연료 다발의 역류영향

- 핵연료의 제한된 축방향 열적 팽창
- 압력관 기계적 변형에 대한 hydriding 및 방사선조사 영향
- PT 부품으로 인한 PT/CT 접촉 시 감속재 과냉각도



## 제 2 장 본 론

### 제 1 절 핵연료 채널의 경년열화

정상 운전조건하에서 압력관은 고온( $250^{\circ}\text{C} \sim 315^{\circ}\text{C}$ ), 고내압( $9\text{MPa} \sim 11\text{MPa}$ ) 그리고 고유량의  $\text{D}_2\text{O}$  냉각재 운전환경에 노출된다. 또한 압력관은  $3.5 \times 10^{17} \text{ n}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$ 에 달하는 속중성자속을 겪는다. 가장 열악한 조건을 견디어야 하는 부품인 Zr-2.5Nb 압력관에 의해서 CANDU 핵연료채널의 운전수명이 정의된다. 핵연료채널은 30년 이상의 운전수명을 지닌다. 운전수명을 결정하는 물성은 파괴와 변형이다. 파괴에 대해서는 심층방어 접근법이 사용된다(균열개시 및 누설-전-파단 invoking 방지). 핵연료채널의 운전에 대한 신뢰도는 현재의 surveillance로 평가된 부품 건전성의 인지에 근거한다. 운전에 따른 물성치의 저하가 서서히 발생되므로 충분히 수명말기 도달 시점판단 및 그에 따른 조치를 취할 여유를 제공한다.

핵연료채널과 관련된 경년열화 기구는 다음과 같은 종류가 있다.

#### 크립 및 성장

열적 크립, 조사 크립 및 조사 성장은 압력관의 축방향 신장, 직경방향 팽창 및 벽면감육(Wall Thinning)을 야기시킨다. 추가적으로, 핵연료채널이 수평으로 위치하므로, 위의 인자와 핵연료 및  $\text{D}_2\text{O}$  냉각재의 무게의 영향으로 채널의 크립 처짐이 발생하게 된다.

#### 부식

주로 핵연료채널의 출구쪽에서 핵연료다발 베어링패드 하부의 LiOH 농도로 인해서 일부 배관에서 균열(crevice)부식이 발생한다.

#### 운전 중 손상 및 마모

초기의 신연료 장전과 출력 중 핵연료를 교환할 때 핵연료다발 베어링패드에 의해서 배관 하부에 심각하지 않은 굽힘이 발생된다. 핵연료다발을 통과하는 냉각재 유량이 많으므로, 다발에 진동이 발생하고 배관 벽면에 베어링패드로 인해서 심각하지 않은 마모를 초래한다.

### Hydride blister 형성

시운전 및 운전, 종단이음관으로의 압력관 rolling과 같은, 설치시 발생하는 압력관 진동으로 인해서, 스페이서(spacers)가 압력관과 칼란드리아관 사이에 적절히 위치하지 못하면, 설계위치에서 벗어난 loose fitting spacer를 완화시키게 된다.

### 물성 변화

Zr-2.5 Nb 압력관의 조사로 금속구조가 경화되며 항복 및 인장 강도가 증가하고 연성 및 파괴 인성은 감소한다. DHC 속도도 증가한다.

중수로 핵연료채널의 경년열화를 관리하기 위해서 다음과 같은 절차가 요구된다.

1) 결함에 대한 부피 검사 및 중수농도 감시 뿐만 아니라, 압력관의 축방향 신장, 반경방향 팽창 및 처짐 측정을 포함하는 적절한 검사

▷ 축방향 신장: 가능한 베어링의 진행을 회복하기 위하여 현재 고정단에서 채널 이동, 일부 채널의 연료제거(defuelling), 일부 채널의 교체, off bearing 운전의 허용가능 여부입증.

▷ 직경방향 팽창 및 벽면 감육: 과도한 공급자관 연결부의 응력 야기. 직경방향 팽창으로 냉각재 유동이 핵연료다발 주위를 우회하며, 정상운전 출력과 임계채널 출력간의 여유도를 감소. 5% 이상의 직경방향 변형조건에서 운전의 강도 및 크립연성 요건, 5% 이상의 직경방향 변형조건에서 핵연료 다발 주위의 냉각재 유동 우회, "nipped-up" 조건에서의 운전(즉, 압력관, 칼란드리아관,

및 spacer간의 간극 없음).

▷ 처짐: 핵연료채널에 수직인 수평구조물(액체주입 정지계통 노즐과 수평 중성자속 검출기 안내관)과 칼란드리아관 접촉, blister가 형성되는 압력관-칼란드리아관 접촉, 핵연료다발 유로문제를 야기시키는 압력관 처짐.

2) 재질에 경년열화가 일어나면서 변화하는 파괴 인성과 delayed hydride 균열 특성에 대한 허용치를 확인하기 위한 재질 검사. 이러한 변화의 정도는, 입구로부터 출구로의 관 길이방향을 따라서 변화된다. 조사 손상으로 인한 기계적 물성치 변화는 비교적 원자로 운전수명 초기, 대개 1 ~ 5년의 원자로 운전 후에 포화된다. 포화 이후에 변화속도는 느리다.

표 2.1 90% 이용률로 30년 운전후의 Zr-2.5Nb 압력관 물성예측치

Property	Tubes made before 1993	Current Tubes	Target for Future Tubes
Hydride present?			
-Outlet End	Yes	No	No
-Inlet End	Yes	Yes	No
-Rolled Joint	No	Yes	No
$K_{IH}$ (MPa/m)	4.5	6.0	> 10
DHCV at 250°C (m/s)	$2 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-7}$	$< 7 \times 10^{-8}$
CCL at 250°C and 10 MPa(mm)	42	> 80	> 80
Diameter Change(%)	4±1	4±1	< 3
Elongation	230	230	< 100

이상에서 설명한 중수로 핵연료 채널의 경년열화를 고려하기 위해서 안전분석에서는 입구 및 출구 공급자관 조도, 입구 공급자관 orifice 손실계수, 입구 종단 이음관 조도, 핵연료채널 조도, 그 외에 핵연료채널 유동면적, 수력학적 직경, 손실계수, 크립된 압력관 냉각재 체적 등을 모델링한다.

#### 종단이음관 조도증가 모델링

경년열화에 대한 모델에서는 liner tube의 magnetite deposition을 고려하기 위하여 입구 종단이음관 조도를 증가시킨다.

### 압력관 크립 모델링

CATHENA 입력에서 'CREPT\_PT' 계통모델을 사용하여 압력관 크립분포를 지정할 수 있다. 28 평균 채널군 각각에 대해서 압력관 크립분포를 지정한다. 핵연료채널내 다발위치(노드)에서 직경방향 크립은 압력관 내직경의 크립전 직경으로부터 % 증가로 표시된 입력이다. 핵연료봉 외경과 공칭수력학적 직경 같은 다수의 다른 변수도 입력이다. 그 이후에 코드로 12 노드위치에서 크립된 채널의 유동면적, 수력학적 직경, 손실계수, 냉각재 체적, 그리고 skin 마찰 보정인자 등을 계산한다.

각 평균 채널군의 축방향 크립 데이터는 RC직경방향 크립예측을 기초로 유도된다. 크립율은 380개 채널의 각 다발위치에서 제공된다. 다수의 채널을 하나의 평균채널로 그룹화하는 모든 모델에서, 각 채널의 크립을 평균값은 각 다발위치에서 계산된다. 이러한 접근법을 통해서, 고출력 채널내에서는 크립율이 급격하게 변하지 않으므로 내부 노심채널군에 대한 뛰어난 근사치가 제공된다. 외부 노심채널군에서, 채널별 크립을 변동이 존재한다. 그러나, 단순화를 위해서 동일한 근사법을 사용한다. 또한 개별적인 채널의 크립율에 불확실도가 존재하므로, 더 정밀한 방법을 사용하는 것은 부적절하다. 각각의 채널 크립율에 24시간과 4982 EFPD(전출력일에 상응)를 곱하여 평균 %크립을 얻는다.

모델을 단순화하기 위하여(즉, 경년열화 없는 모델로부터의 크립되지 않은 반경 사용) 압력관을 모사하는 GENHTP 벽면모델에서 직경방향 크립을 모델하지 않는다. 회로모의에서 예측된 열수력 거동에 중요한 영향을 미치지 못하므로, 각 다발위치에서의 크립된 압력관 직경을 지정하는 벽면모델에 대한 자세한 세트는 필요하지 않다.

### 압력관의 조도증가 모델링

압력관(입구단 부근) 내부의 자철광증착(magnetite deposition)을 고려하기 위

하여 핵연료채널 조도를 증가시킨다.

## 제 2 절 핵연료 채널의 분석 방법론 개발

### 1. TUF-ELOCA 개발(통합 단일채널 열수력 및 핵연료봉 분석을 위한 소프트웨어 도구)

중수로의 과도상태 반응을 분석하기 위해서는 여러 분야의 해석이 요구된다. 중성자-동력학, 열수력, 핵연료 및 핵연료 채널 성능, 격납건물 및 에어로졸 동적 모의. 이러한 접근법에서는 특정한 분야를 모사하기 위해 설계된 다수의 컴퓨터 코드들 사용하여 사고 시나리오를 모의하는 과정에서 데이터를 교환하게 된다. 이러한 다양한 분야에 대한 연계분석 관련한 연구를 수행하는 것이 최근의 경향이다. 코드통합의 목적은 다음과 같다.

- 두 코드간의 적절한 케환효과를 제공함으로써 더욱 실제적인 분석과 과도상태 핵연료채널의 반응 이해증진
- 모델 중복 및 개별 분석시의 고유한 보수적 가정 제거
- 데이터 전달/조작, 확인, 문서화에 필요한 노력 절감
- 안전분석 및 운전지원 분석을 위한 예측의 정확도를 지속적으로 개선에 필요한 새로운 분석도구 개발

#### 가. 연계 방법론: 외부 반복, 통합 코드, 연계 코드

코드와 코드를 연계하는 가장 보편적인 방법론 중의 하나는 코드 외부적으로 반복계산을 토대로 한 것이다. 다른 연계 방법론인 통합코드를 외부 반복 방법의 주요 이슈 중 하나인, 연계 긴밀성을 해결하기 위하여 개발하였다. 통합코드 방법론을 통해서 상이한 코드간의 강력한 연계를 제공하지만, 대형 코드를 작성함으로써 유지비용이 많이 소요되며 유연성이 부족한 고정된 구조를 지닌다는 단점을 갖는다.

유연성을 향상시키는 다른 방법론은 모듈형 코드 계통내에 존재하는 연계된 기존 코드로 구성된다. 연계코드 방법론은 과도상태 모의 기간에 데이터를 교환

하기 위한 각각의 실행파일을 기본으로 한다. 이러한 접근법은 유연성을 제공하며, 시스템내의 각 코드가 원래의 입력파일을 유지하므로 비교적 사용이 용이하다. 더욱이 연계 코드 방법론에서는 구성된 코드 내부의 알고리즘에 변화가 없으므로, 품질보증 조치가 데이터 교환모듈만을 확인하는 것으로 국한될 수 있다.

#### 나. TUF-ELOCA 주요 특징 기술

TUF-PVM 과 ELOCA-PVM의 두 실행파일을 사용하여 TUF-ELOCA 연계도구를 개발하였다. 데이터는 TUF와 다수의 ELOCA 계산간에 연결되어 교환된다. 연계계산은 시간에 대해서 명료하게 이루어지며, TUF-PVM 은 열수력 조건을 제공하고 ELOCA-PVM children은 핵연료 반응을 되돌려 준다. 모든 열수력 노드에 대해서, 실제 환경조건하에서 전체 핵연료다발의 반응을 평가하기 위하여 3 ~ 4번의 ELOCA 모사가 수행된다. 결과적으로 이러한 계산은 병행계산으로 수행된다.

연계코드는 다양한 설계(Bruce A and B units, Darlington, Pickering A and B units)의 핵연료채널에 대한 과도상태 단일채널 분석을 위해 사용될 목적으로 개발되었다. 연계분석 동안에 TUF는 링당 2 개의 정상 핵연료봉은 단일 연료봉 계산으로 대체된다. 다시 말하면, 동일한 링내 모든 핵연료봉은 동일하다고 가정한다. 37-봉 핵연료다발을 12 개 포함하는 채널 모델링에서는 48 개의 개별 핵연료봉에 대한 열전달 계산이 수행된다. 다중 ELOCA 계산은 서로 독립적이다. 각각의 ELOCA 계산에서는 자신의 입력 및 출력 요건을 관리한다. TUF-PVM 과 각각의 ELOCA-PVM 계산간의 입력 데이터간에 상호연관이 없다. ELOCA 계산을 위한 데이터 파일은 드라이버 프로그램에 의해 관리된다. TUF와 ELOCA 계산을 위한 데이터는 상호 일관성이 있다고 가정된다.

#### 다. 결론

단일채널 과도상태를 분석시 예측능력을 개선하기 위하여 TUF-ELOCA 도구가 개발되었다. 상세한 핵연료봉 반응분석과 열수력 분석을 연계함으로써, 새로운 도구는 안전 혹은 운전지원 분석에서 최적 예측을 제공한다. TUF와 ELOCA 고유의 알고리즘은 수정되지 않았으며, 결과적으로, TUF 혹은 ELOCA의 독립적

인 검증은 연계분석에도 적용가능하다. 연계도구는 모듈형 설계를 토대로 개발되었으며, PVM 드라이버를 사용한 현대 실행제어 및 데이터 messageing 기술을 사용한다. 모듈형 설계를 통해서 TUF 혹은 ELOCA의 독립적인 유지와 개발이 가능하며 상이한 핵연료채널 설계에도 응용할 수 있다. 추가적으로 모듈형 설계를 이용함으로써 병렬계산의 장점을 활용하는 계산자원을 적절히 사용할 수 있다.

TUF 및 ELOCA에서 PVM 연계의 구체적인 구현은 특정 모듈에 포함되었으며 사용자에게는 보이지 않는다. 연계계산의 적용은 쉬우며 stand-alone TUF와 ELOCA 코드 원래의 입력/출력 파일을 유지한다.

## 2. CATHENA 및 ELOCA를 사용한 채널 및 핵연료 거동 모사에 대한 접근법

통합코드에 의해서 수행되는 상세한 핵연료 및 채널 열수력 계산에 대한 새로운 접근법에 대해 설명되었다. 열수력 코드 CATHENA를 핵연료 코드 ELOCA와 연계하였다. 모의에 사용된 시나리오는 출력펄스가 커서 피복관이 고온이 되므로 100% 펌프 입구관 파단을 선택하였다. 결과로부터 각 시간간격에서 두 코드를 연계하는 경우에 피복관, 핵연료 및 압력관 온도와 같은 변수에 중요한 영향을 끼칠 수 있다는 것을 알 수 있다. 요약하면, 원래의 접근법으로 가상적인 대형파단 LOCA 시 채널 및 핵연료 거동을 더 적절하게 모델함을 입증하였다.

첫번째로부터 두번째로 넘어가는 단계에서 특정한 채널거동이 모관조건에 중요한 영향을 주지 않는 것으로 가정하였다. 각 경로에 95개의 채널이 존재하고 단일 채널의 거동이 모관조건에 커다란 영향을 끼치지 못하기 때문에 이러한 가정이 유효하다. 한편, 두번째로부터 세번째로 넘어가는 단계에서 가정사항은 모호하다. 상세한 채널 및 핵연료 거동을 별개의 두 코드로 연속하여 모의할 때, 핵연료 계산결과가 상세한 채널 계산에 거의 영향을 주지 않는 것으로 가정하였다. 심각한 대형파단 LOCA 시 핵연료와 피복관은 가열된다. 핵연료 코드에서 수행되는, 핵연료와 피복관간의 열전달계수에 대한 상세한 모델링은 피복관 온도와 관련된 압력관 온도에 밀접하게 영향을 미친다. 100% 펌프 입구관 파단 조건에서 열수력코드 CATHENA 단독 모사와 CATHENA와 핵연료코드 ELOCA의 연

계버전 모사결과를 비교함으로써 단일 코드로의 연계통합의 중요성을 고찰하였다.

## 제 3 절 핵연료 채널 및 핵연료 모델링

### 1. CATHENA 단일채널 모델링

압력관과 칼란드리아관 뿐만 아니라 핵연료봉과 압력관간의 열복사를 모델하였다. 고온에서 압력관 부품은 원형 단면을 유지한다는 가정을 사용하여 모델링하였다. 핵연료-피복관 열전달계수는 피복관 온도가  $700^{\circ}\text{C}$ 이하이면  $10\text{kW/m}^2\text{C}$ 이고  $750^{\circ}\text{C}$ 이상이면  $1\text{ kW/m}^2\text{C}$ 이다. 피복관의 방사율은 0.7, 압력관 내외부 표면은 0.7, 그리고 칼란드리아 내면은 0.3으로 설정되었다. 지르칼로이-증기 반응은 Urbanic-Heidric 상관식으로 모델되었다. 열생성은 핵연료 내부에서 균일한 것으로 가정되었다.

### 2. CATHENA-ELOCA 연계

ELOCA와는 달리 CATHENA는 연료봉 당 하나 이상의 원주방향 섹터를 모델할 수 있는 능력을 갖추었다. 두 코드를 연계하는 방법에는 두 종류가 있다. 첫 번째 방법에는 연료봉 당 한개의 원주방향 섹터가 존재하며 CATHENA에서 모든 열수력 계산과 피복관 온도계산을 수행한다. ELOCA는 연료봉 내부의 모든 계산을 수행한다. 두 번째 방법으로, 연료봉 당 한 개 이상의 원주방향 섹터가 존재한다. CATHENA에서는 ELOCA로 계산되는 핵연료-피복관 열전달계수와 반경방향 열속분포를 제외한 피복관 및 핵연료 온도를 포함한 모든 계산을 수행한다. ELOCA는 CATHENA의 한 부프로그램으로 사용되며, CATHENA가 열수력 조건을 제공하는 동안에 핵연료 거동을 계산하기 위하여 각 시간간격 마다 호출된다.

### 3. 핵연료 및 피복관 온도와 열전달계수 결과

CATHENA 모의로 계산된 초기온도는 CATHENA-ELOCA 결과와 상이하다. 이것은 핵연료-피복관 열전달계수의 차이와 ELOCA 계산에서의 flux depression

을 고려하기 때문이다. CATHENA에서 핵연료-피복관 열전달계수는 사용자에게 의해서 지정된다. 일반적으로 안전해석에서는  $10\text{kW/m}^2\text{C}$  값을 사용한다. 이 값은 피복관온도에 따라서 10 ~ 1로 변화한다. ELOCA에서 초기값은 핵연료봉의 연소도에 의존한다. 초기 열전달계수가 CATHENA에서보다 3배 이상 높기 때문에, 초기의 평균 핵연료온도는 거의  $100\text{C}$  높다. CATHENA에서 반경방향 출력 분포는 균일한 반면에 ELOCA에서는 핵연료내 flux depression을 계산한다. 이로 인해서 CATHENA-ELOCA 결과에서 초기 핵연료 중심온도가 CATHENA 계산 결과보다 낮게 예측되며 초기 핵연료 표면온도가  $200\text{C}$  높다. 열수력 조건이 동일하므로 초기 피복관온도는 동일하다.

과도상태는 대략 5 초간 지속되는 출력펄스에 의해서 지배된다. 그 이후에 붕괴열 출력을 가정하였다. 나머지 과도상태에서는, 출력펄스 동안에 생산된 고온의 증기와 비상노심냉각계통으로부터 주입된 저온의 냉각재에 의존하는 핵연료 채널 냉각거동을 설명한다. 초기에 핵연료 온도는 출력펄스로 인해 급격히 상승한다. 핵연료는 초기에 반경방향으로 팽창하여 CATHENA-ELOCA 모의에서 핵연료-피복관 열전달계수가 증가한다. 10 초 이후에 피복관이 연료와 떨어져 열전달계수를 감소시키는 연료봉 내부의 기체압력 변화로 인하여 이러한 영향은 상쇄된다. CATHENA-ELOCA 모의에서 초기 핵연료 온도분포와 높은 핵연료-피복관 열전달계수가 결합되어 핵연료 표면과 피복관 외면에서 더 높은 침투온도가 예측된다. CATHENA-ELOCA 모의 동안에 도달하는 최대 피복관 온도는  $1220\text{C}$  부근이며 CATHENA 만의 모의에서는  $100\text{C}$  더 낮다.

#### 4. 연속적인 CATHENA 모의를 통한 LOCA/LOECC 사고분석

LOCA/LOECC의 취출 및 취출후 단계를 중단없이 모의하는 새로운 접근법을 문서화하였다. 취출단계는 우선 모관에서의 압력, 엔탈피, 그리고 기포분율을 경계조건으로 사용하여 모의한다. 과도상태의 입구모관 유량은 파일로 기록된다. 입구모관 유량을 경계조건으로 사용하여 취출부분의 모의가 재수행된다. 취출단계 종료후에 유량이 점차적으로 변화되어 원하는 일정한 증기유량을 얻는다. CATHENA MOD 3.5a Rev. 0를 사용한 새로운 접근법을 비상노심냉각수 주입의 완전손실을 동반한 20% 원자로 입구모관 파단에 적용하였다.

## 가. LOCA/LOECC 사고 분석방법론

### (1) 이전 방법론

이전의 분석에서, 3 종류의 코드(예를 들면, FIREBIRD, HOTSPOT, CHAN)가 비상노심냉각수 주입상실을 동반한 대형과단 LOCA 모의에 사용되어 왔다. 가상의 LOCA/LOECC 모의는 3 단계로 분리되어 수행되었다. 첫 번째 단계에서, 취출 과도상태는 채널 열수력조건을 예측하기 위한 계통코드로 모의하였다. 두 번째 단계에서는 이러한 조건과 핵연료 코드를 사용하여 취출단계의 상세한 핵연료 및 채널 거동을 예측하였다. 두 번째 단계의 경계조건은 모관의 압력, 엔탈피 및 기포분율이다. 세 번째 단계는 다양한 정상상태 증기유량(5g/s, 10g/s, 20g/s, 100 g/s)변수를 사용한 민감도분석으로 구성되며 특정 채널코드와 두 번째 단계의 결과를 초기조건으로 사용하였다. 여기서는 모관조건 대신에 채널유량이 지정되었기 때문에 경계조건이 두 번째 단계와는 상이하다. 이러한 경계조건의 변화를 위에서 언급한 마지막 두 단계에 적용하였다.

### (2) 제안된 방법론

새로운 방법론에서도, 첫 번째 단계에서 적절한 경계조건을 두 번째 단계에 제공하기 위하여 계통 열수력코드의 사용이 요구된다. 취출단계는 우선 모관의 압력, 엔탈피 및 기포분율을 경계조건으로 모의하였다. 과도상태 입구모관-입구공급자관 유량을 파일에 기록하였다. 그 이후에 입구모관 유량을 경계조건으로 취출단계 모의를 재수행한다. 원하는 취출단계 종료 후에 유량이 점차적으로 변화되어 원하는 일정한 증기유량을 얻는다. 과도상태 취출과 취출 후 단계간에 연속적인 계산이 수행된다.

### (3) 논의 및 결론

두 방법론으로 예측한 취출기간의 채널 입력유량간의 비교를 통하여, 유량을 경계조건으로 계산한 결과와 압력 및 엔탈피를 사용한 것은 동일함을 입증하였다. 이로 인해서 LOCA/LOECC 전체 과도상태를 CATHENA를 사용하여 연속적으로 모사하는 것이 가능해졌다. 다른 변수 뿐만 아니라 압력관 변형도 연속적으

로 계산되었다. 이 방법론은 CATHENA-ELOCA 연계코드와 같은 다른 코드에도 적용될 수 있다. 이러한 연속적인 방법론의 잇점은 많다. 취출과 취출 후 기간간의 조건의 일관성이 존재한다. 이 접근법에서는 데이터 조작이 최소화되므로 오류 가능성이 낮아진다. 두 번째 단계의 마지막에 데이터 추출이 불필요하므로 시간을 절약할 수 있다. 20% ECC 완전상실을 동반한 RIH 파단에도 적용이 가능하였으며, 이전 분석과 일관성이 있는 합리적인 결과를 보여주었다. 결과적으로 성공적인 새로운 접근법을 사용하여 LOCA/LOECC 전체 과도상태를 연속적으로 모의할 수 있음을 입증하였다.

## 5. 핵연료교환 중 역류로 인한 다발충격에 대한 핵연료채널 건전성의 입증

핵연료 교환시 입구공급자관 파단이 발생하는 경우에, 채널유동이 급격하게 역류됨으로써 간극에 걸쳐서 다발열을 가속화시켜 입구 shield plug와 충돌을 일으키게 한다. 이러한 확률이 낮은 단일채널사고의 안전관련 관심사는 핵연료 손상, shield plug 손상, 유동차단, 및 압력관 rolled joint 파손에 대한 잠재성이다.

일반적으로 평가에는 핵연료 string이 가속되는데 적용가능한 거리와 역류에 의해 가속되는 핵연료다발의 수를 최대화하기 위하여, 핵연료교환(fuelling)절차(예를 들면, Pickering NGS B) 혹은 유동 defuelling sequence(예를 들면, Darlington NGS)에 대한 검토 등이 포함된다. 평가에는 컴퓨터 코드, SOPHT-RFI이 사용되었다. 이 코드는 과도상태, 2-단계 열수력 코드, SOPHT를 수정한 것이다. 이 코드는 채널 열수력 및 다발 motion간의 반응 및 케환효과를 고려하도록 개발되었다. 전형적인 원자로 운전조건하에서 CANDU 핵연료채널 입구공급자관 파단을 모의하는 실험의 결과를 통하여, 코드가 역류로 인한 충격속도를 정확하게 예측함이 입증되었다.

실험결과와 예측된 충격에너지를 토대로, 초기의 핵연료다발 충격시 일부 다발 손상 가능성이 있다. 유동차단은 핵연료 dryout을 야기시킬 만큼 심각하지는 않을 것으로 예측되었다. 압력관 rolled joint 혹은 shield plug는 충격시 예측된 최대 운동에너지의 범위에서는 파손되지 않을 것으로 예측되었다. 그러므로 flow-assisted fuelling or defuelling 동안의 입구공급자관 파단시 핵연료채널의

건전성은 유지되었다.

## 6. 베어링패드/압력관 접촉 열전달 실험에 대한 분석

### 가. 대형 종합 베어링패드/압력관 접촉 열전달 실험프로그램

접촉 열전달계수는 베어링패드 하부의 압력관 온도가 400 ~ 500°C 사이일 때 최대 값에 도달한다. 공기/O<sub>2</sub> 환경하에서 실행된 실험으로부터 계산된 접촉 열전달계수의 최대 값은 1.1 ~ 1.5kW/(m<sup>2</sup>·K)범위이다. 증기환경에서 접촉 열전달계수의 최대 값은 1.0 ~ 4.5kW/(m<sup>2</sup>·K)범위이다.

예측된 접촉 열전달계수는, 모든 실험에서 일단 압력관 온도가 ~630°C를 초과하면 무시할 만한 값(< 0.1 kW/(m<sup>2</sup>·K))으로 감소되었다. 이러한 열전달계수의 감소는 국부적인 고온점과 압력관 내압으로 인한 베어링패드 하부 압력관의 국부변형으로 인한 것이다. 이 변형 결과로 인하여, 압력관 가열율의 저하와 베어링패드 가열율의 상승으로 입증되는, 압력관과 베어링패드간의 적합성을 저하시킨다.

가상의 대형과단 LOCA 사고조건 동안에 핵연료채널 내에 액체 냉각재가 존재하지 않는 경우에, 베어링패드가 압력관의 국부적인 고온점을 야기시킬 수 있다. 기포로 가득한 채널에서 핵연료봉으로부터 붕괴열의 전달은 압력관을 향한 반경 방향으로 발생한다. 핵연료봉과 압력관간의 열전달에서 우세한 모드는 열복사이다. 그러나 베어링패드 부근에서 전도 열전달의 기여는 복사 이외에 중요한 요소가 될 것이다. 열은 베어링패드와 압력관 사이의 접촉면(간극 기체와 고체-고체 접촉)을 통해 전도된다. 고온점의 크기 혹은 심각성은 주로 전체적인 베어링패드-압력관 접촉전도도에 의존된다. 그러므로 베어링패드-압력관 접촉전도도는 특히 핵연료채널 안전해석에서 관심사이다.

두 부류의 실험, 즉 단일효과 및 종합효과 실험, 이 베어링패드-압력관 접촉전도도를 결정하기 위하여 수행되었다. 단일효과실험에서는 소규모의 실험장치로부터 실험자료를 얻었다. 종합효과실험은 실모형 압력관과 칼란드리아관과 핵연료다발 모의기로 구성된 장치에서 수행되었다.

베어링패드-압력관 접촉전도도를 예측하기 위하여 단일효과 과도상태 실험자료는 FDM 코드, ABAQUS와 ANSYS를 사용하여 분석하였다. 다양한 분석을 통하여 베어링패드-압력관 접촉전도도에 대한 세 단계 변화를 입증하였다. 550℃ 이하의 베어링패드-압력관 접촉온도 하에서 접촉전도도는 공기/O<sub>2</sub> 환경에서 0.5 ~ 1.0kW/(m<sup>2</sup> · K)사이이다. 550℃와 800℃사이의 경계온도 하에서 접촉전도도는 1로부터 2.5와 5kW/(m<sup>2</sup> · K)사이로 증가한다. 800℃이상의 경계온도 하에서 접촉전도도는 다양하게 변화한다. 일부 실험에서는 12 ~ 14kW/(m<sup>2</sup> · K)에 이르며 다른 실험에서는 5kW/(m<sup>2</sup> · K)이하를 유지한다.

CATHENA를 사용한 종합효과실험 분석이 과도상태 베어링패드-압력관 접촉전도도를 얻기위해서 개시되었다. 이 값에는 부품 동안의 반경방향, 원주방향, 그리고 축방향 압력관 변위 등이 고려되었다. 현재 분석의 목적은 12종류의 모든 종합실험에서 베어링패드-압력관 접촉전도도 스펙트럼을 실험적으로 결정하는 것이다.

#### 나. CATHENA Mod-3.4/Rev 7를 사용한 종합실험 분석

두 접촉면에 걸친 열전달율은 접촉 열전도도와 두 접촉면간의 온도차로 결정된다. 온도강하( $\Delta T$ )가 존재하는 경계면(A)의 면적당 접촉 열전도도( $h_{cc}$ )는 다음과 같이 정의된다

$$h_{cc} = Q/(A\Delta T)$$

여기서 Q는 총 열전달율이다. 면적(A)는 베어링패드의 projected 면적이다. 경계면간의 온도차( $\Delta T$ )는 두 접촉면 사이의 온도차로 계산된다.

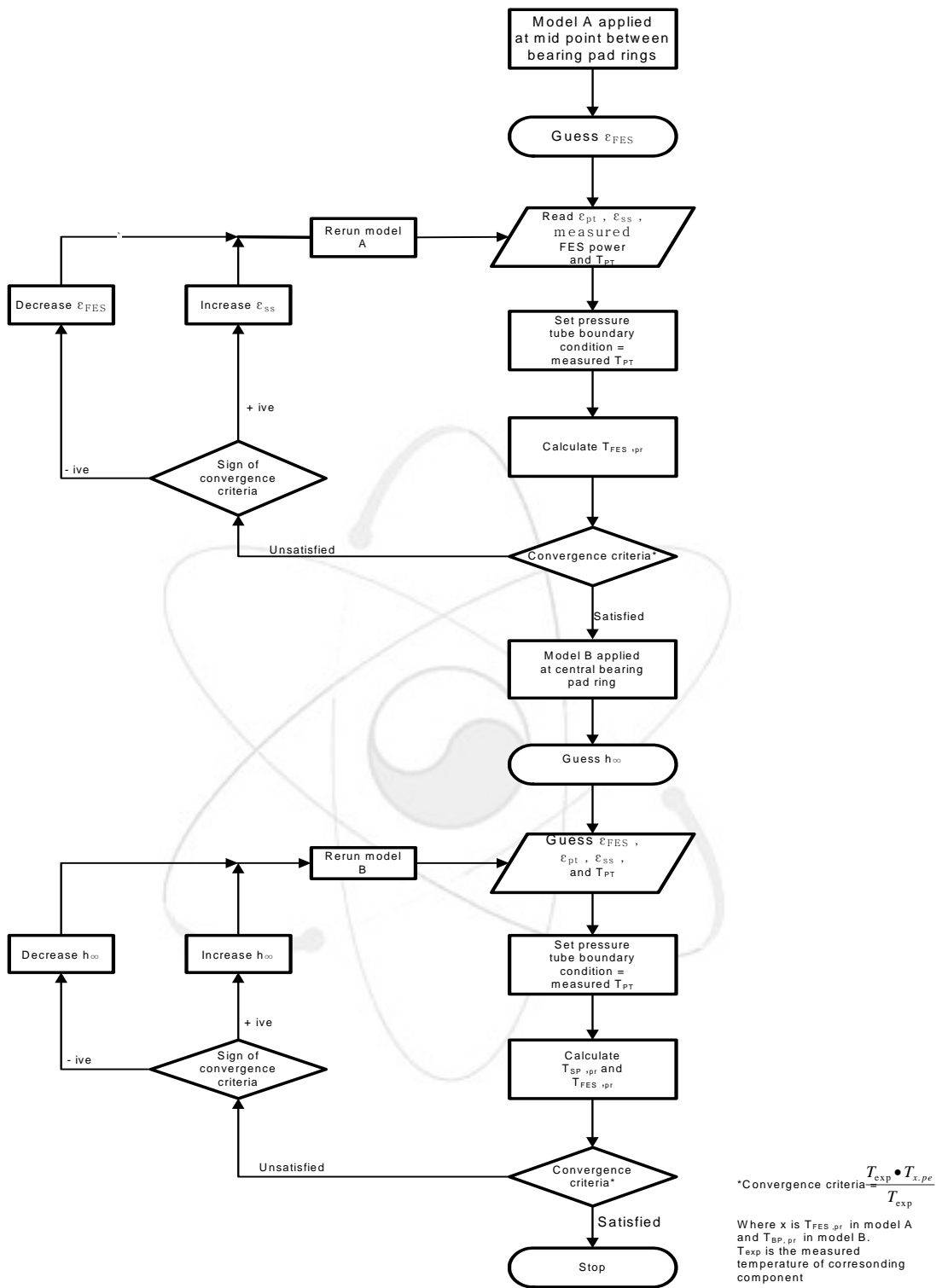


그림 3.1 베어링패드-압력관 접촉전도도 결정절차

## 7. 대형과단 LOCA 조건 하에서 베어링패드-압력관 접촉 열전달에 대한 모의 및 분석

채널내 유동 저하의 심각성에 따라서 이러한 "고온점" 은 핵연료채널 건전성에 대한 잠재적인 위협을 나타낼 수 있다. BP/PT 접촉모의에서 가장 중요한 변수는 접촉 열전도도이다. BP/PT 접촉 열전도도는, 재질 접하부와 주위 환경의 열적 및 물리적 특성에 의존적인 복합적인 변수이기 때문에, 접촉 열전도도는 원자로 조건과 관련된 실험으로부터 결정된다. 이 연구에서는 SMARTT 및 MINI-SMARTT 컴퓨터 코드를 사용한 BP/PT 반응 종합실험에 대한 모의와 실험적인 압력관 온도 측정치에 대한 best fitting을 이용한 BP/PT 접촉 열전도도 유도를 고찰하였다.

최대 접촉 열전도도는 시험 8(worn 베어링패드)에서  $1.6\text{kW/m}^2 \cdot \text{K}$ 이다. 이 값을 베어링패드/압력관 반응 분석에 사용할 것을 권고한다.

수많은 가상의 냉각재상실사고 시 초기에 일부 핵연료채널에서 극 저유량 조건이 발생된다. 냉각재가 완전히 비등되어, 유동정체가 발생함에 따라 몇 초내에 압력관이 고갈(dry)된다. 베어링패드와 압력관이 접촉되는 위치를 제외하고 압력관 원주부위는 열복사로 인해 가열될 것이다. 베어링패드 위치에서는 열전도가 지배적인 열전달 기구이다. 결과적으로 고온부가 베어링패드 하부의 압력관 원주에 조성될 수 있다. 대형과단 LOCA로 발생하는 열수력 과도상태에 의존하여, 칼란드리아관과의 부품접촉 이전에 잠재적으로 압력관은 파열될 수 있다.

COG하에서 "베어링패드/압력관 반응" 실험 프로그램은 WRL에서 수행되었다. 이 프로그램의 목적은 대형과단 LOCA와 같은 사고시 압력관 온도 과도상태에 대한 고온 베어링패드의 영향과 기계적 변형의 결과를 고찰하는 것이다. 베어링패드-압력관 접촉전도도를 유도하기 위하여 실험자료를 사용한다. 유도된 접촉전도도 값은 CANDU 원자로의 안전해석과 컴퓨터 코드의 검증에 사용된다.

## 8. 안전분석 결과에 대한 재배열된 Garter Spring으로 인한 압력관-칼란드리아관 접촉의 영향평가

Ontario Power Generation 은 garter springs을 재배열함으로써 압력관/칼란드리아관 처짐접촉을 교정하기 위한 종합적인 Spacer Location And Repositioning(SLAR)프로그램을 계획하였다.

안전성분석보고서에서 문서화된 사고시나리오, 초기 압력관/칼란드리아관 처짐접촉이 안전분석 결과의 유효성을 유지시키는지의 여부를 평가하기 위하여 고찰되었다. 이 평가의 범위는 안전분석 결과에 대한 초기 핵연료채널 구조의 영향 평가로 제한된다. 이 연구에서 논의된 다수의 요소는 일반적이지만, 평가에서는 Bruce B와 Pickering B에 특정한 발전소 데이터를 사용하였다. 이 평가의 결과로부터, 핵연료채널 하부의 일부에 걸친, 사전에 존재하는 압력관/칼란드리아관 접촉이 안전성분석보고서에 제시된 결과의 유효성을 해치지 않음이 입증되었다.

## 제 4 절 핵연료 채널의 분석 모델 개발

### 1. 압력관/칼란드리아관 접촉 및 핵연료채널 파손을 지배하는 열전달 과정에 대한 기계적 모델링

압력관/칼란드리아관 접촉의 부품변형과 관련된 열전달 거동 및 현상이 분석되었으며, 기계적 모델이 열전달 및 열적-기계적 과정을 기술하기 위해 개발되었다. 이러한 기계적 모델을 접촉비등 시험 series 분석에 적용하였다. 특히 핵연료 채널 파손이 발생할 수 있는 조건을 특성화하기 위한 모델링에 중점을 두었다. 지배적인 열전달 및 열적-기계적 과정을 기술하는 기계적 모델을 제시하였다. 일반적 열전달에 대한 참고문헌으로부터의 모델에 대한 변수를 특성화하는 기술적 토대를 기술하였다. 모델의 유효성은 실험 데이터와의 비교를 통해 검증되었다. 핵연료채널 건전성 기준은 3 종류의 필요한 연속적인 기구를 기본으로 제안되었다.

- 접촉시 CHF 개시와 국부 drypatch 형성
- 접촉 이후의 지속적인 막비등
- 지속적인 막비등 동안의 크립변형에 의한 칼란드리아관 파손

압력관 가열 및 변형 과정에 포함된 물리적현상의 이해, 그리고 물리적현상을

지배하는 핵심변수의 식별 및 특성화는 동적 lumped 변수 모델을 사용한 분석을 통하여 얻을 수 있다. 아래와 같은 세 단계 동안에 발생하는 과도상태의 열적-기계적 거동을 모사하기 위해서 lumped 변수 모델이 개발되었다.

- 가열단계
- 초기 접촉단계
- 접촉 후 단계

## 가. 압력관 열전달에 대한 동적 모델링

### (1) 가열단계

가열단계에서 지배적인 현상은 내부 전열기로 부터의 복사 열전달이다. 이 단계의 상태변수는 전열기 및 압력관 온도이다. 압력관과 칼란드리아관 사이의 절연된 기체간극 때문에 두 관 사이의 손실은 거의 무시할만하다. 유사하게, 축방향 열전도 손실도 최소이며 시험부 양단으로 제한된다. 실험설비내 전열기와 압력관 사이의 동적 열전달에 대한 lumped 변수 모델은 다음과 같이 개발되었다. 전열기 온도,  $T_h$ 와 압력관 내면 온도,  $T_{pt}$ 는 다음의 연립 미분방정식들로 특성화 될 수 있다:

$$m'_h c_{ph} \frac{dT_h}{dt} = q'_h - h'_h (T_h - T_{pt}) - \gamma q_h$$

$$m'_{pt} c_{ppt} \frac{dT_{pt}}{dt} = h'_{pt} (T_h - T_{pt}) - q'_{loss}$$

Where,  $q'_h$  = power dissipated in the graphite heater per unit length [kW/m]

$\gamma$  = heat loss fraction (fraction of heat transferred to pressure tube)

$q'_{loss}$  = heat loss from pressure tube during heat up (very small during heat up)

$h'_{pt}$  = radiation heat transfer conductance between heater & PT

$m'_h$  = mass per unit length of heater

$m'_{pt}$  = mass per unit length of pressure tube

$c_{ph}$  = specific heat of heater

$c_{ppt}$  = specific heat of pressure tube

$h_h$ 는 전열기의 단위길이 당 복사 HTC이다.

(2) 초기 접촉단계

초기 접촉단계에서 지배적인 현상은 압력관에서 칼란드리아관으로 전도 열전달과 칼란드리아관 외면에서 주위 유체로 열전달이다. 그림 4.1에서와 같이, 이 단계의 상태변수는 압력관 및 칼란드리아관 온도와 압력관 변형이다. 온도,  $T_{p0}$ 에서 부품변형을 겪어서 초기 온도,  $T_{c0}$ 에서 저온의 칼란드리아관과 접촉하게 되는 압력관을 고려한다. 두 관간의 접촉 열전도도는  $h_{con}$ 이며, 압력관의 온도상승과 내압으로 인하여 소성변형이 일어나게 되므로 초기에 비교적 높을 것으로 예측된다. 결과적으로, 압력관이 냉각되고 칼란드리아관이 가열됨에 따라서 상대적 저온 압력관의 열적수축과 고온 칼란드리아관의 열적팽창이 발생하여 두 관간의 접촉부하를 감소시킬 것으로 예상된다. 이에 따라 접촉 열전도도가 감소될 것이다. 두 접촉관의 lumped 변수 열적반응은 다음의 연립 미분방정식으로 나타낼 수 있다.

$$m'_{pt}c_{ppt}\frac{dT_{pt}}{dt} = q'_{pt} - h'_{eff}(T_{pt} - T_c)$$

$$m'_c c_{pc} \frac{dT_c}{dt} = h'_{eff}(T_{pt} - T_c) - h'_{conv}(T_c - T_l)$$

With initial conditions :

$$T_{pt}(0) = T_{p0} \text{ and } T_c(0) = T_{c0}$$

$T_{pt}$  = pressure tube temperature

$T_c$  = calandria tube temperature

$T_l$  = fluid temperature

=  $T_b$ , bulk temperature (vclate boiling)

=  $T_{sat}$ , saturation temperature (film boiling)

$q'_{pt}$  = incident heat load on pressure tube per unit length [kW/m]

$h'_{eff}$  = effective heat transfer coefficient per unit

$h'_{conv}$  = convective heat transfer coefficient per unit length between CT and external fluid

$m'_c$  = mass per unit length of calandria tube

$m'_{pt}$  = mass per unit length of calandria tube

$c_{pc}$  = specific heat of calandria tube

$c_{ppt}$  = specific heat of pressure tube

### (3) CHF 개시

임계열속을 도달하는데 필요한 접촉 열전도도는  $11 \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$  이상이다. 침투 열속은 접촉 직후에 발생하며 그이후에 감소한다. 그러므로, 칼란드리아관 dryout이 발생하는 경우에 접촉 직후이며 비교적 커다란 접촉 열전도도 값이 필요하다. 최대 열속과 과냉각 비등 CHF를 동일화 함으로써, 유효 열전달계수,  $h_{eff}$ 에 포함된 접촉 열전도도 영향과 함께, CHF 개시에 대한 아래의 냉각재 과냉각도와 압력관 접촉온도간의 관계를 유도할 수 있다.

$$\Delta T_{sub} = \frac{h_{eff}(T_{peont} - T_{sat}) - A}{B}$$

압력관 접촉온도는 압력관 압력과 가열율의 함수이다. 압력에 따른 크립 변형율의 급격한 감소로 인하여, 고온의 접촉온도는 저압(전형적으로 1MPa이하의 영역)에서만 가능하다.

높은 초기 접촉 열전도도,  $11 \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$ 를 가정할 때, 압력관 접촉온도 및 과냉각도의 함수인 CHF 경계는 그림 4.2에 표시되었다. 임의의 높은 크립 변형율, 17 %/s(즉, 해당 압력 및 온도에서 시작되는 변형을 가정할 때 1초 이내의 접촉)에 도달하게 하는 압력과 압력관 온도변화를 보여 준다. 그림 4.2에서와 같이,  $900^\circ\text{C}$  이상의 접촉온도는 1MP이하의 압력하에서만 가능하다. 저압(그리고 상응하는 높은 접촉온도)에서는 높은 초기 접촉 열전도도 값은 가능하지 않으며, 그림 4.3에서와 같이, 접촉 열전도도의 감소로 인하여 접촉온도 및 과냉각도간의 관계인 기울기의 급격한 변화가 나타난다.

### (4) 접촉후 PT/CT 접촉 열전도도

초기 접촉시 접촉 열전도도는 최대  $11 \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$  이상까지 상승할 수 있지만, 접촉후 1초 이내에 급격하게 감소한다. 이러한 시험조건에서 접촉 열전도도는  $11 \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$  이상의 범위이며 이전에 관찰된 온도차이인  $200 \sim 400^\circ\text{C}$ 와는 반대로  $10 \sim 25^\circ\text{C}$  수준이다.

나. 압력관과 칼란드리아관의 열적 수축 및 팽창

### (1) 접촉 후 단계

접촉후 단계에서 지배적인 현상은 압력관 내면으로의 열전달(실험에서 전열기로부터의 복사 열전달), 압력관으로부터 칼란드리아관으로의 열전달 그리고 칼란드리아관으로부터 주위 유체 외면으로의 열전달 등이다. 초기 접촉단계에서 칼란드리아관 dryout이 발생하는 사고에서, 칼란드리아관 표면에서의 열전달 과정은 막비등과 고온 벽면 급냉현상에 의해서 지배된다. 그림 4.1에서 보여 주듯이, 이 단계의 상태변수는 압력관 및 칼란드리아관 온도와 변형이다.

### (2) 막 비등

칼란드리아관 표면에서 막비등 정도 및 기간은 압력관으로부터 칼란드리아관으로의 열속과 칼란드리아관 주위 유체의 과냉각도 등에 의해서 지배된다. 칼란드리아관으로의 열속은 두 관간의 온도차와 접촉 열전도도에 의해서 결정된다.

### (3) 급냉 과정

전형적으로, 최소 막온도에 도달될 때까지 과열증기 막영역을 de-superheating 시키는 발단과정이며, 이 시점에 유체의 국부 포화온도로 벽면 온도의 급격한 감소가 유발된다.

### (4) 최소 막비등 온도

접촉비등 데이터와 상관식 비교

### (5) 칼란드리아관 Dryout 기간

접촉후의 압력관 및 칼란드리아관 온도를 위한 lumped 변수 모델을 사용하여 일련의 접촉비등시험하에서 칼란드리아관 dryout기간을 계산하였다. 압력관에 입사되는 열속(접촉 이전의 압력관 가열율로 묘사되는) 그리고 Ohnishi 상한 상관식과 Groeneveld and Stewart 하한 상관식으로 제한되는 최소 막비등 온도를 사용하여 칼란드리아관 급냉조건을 계산하였다. 계산과 실험간의 dryout 기간이 잘

일치하였으며, 급냉과정 개시를 특징지우는데 최소 막비등 온도를 사용하는 것에 대한 유효성을 지원한다.

#### 다. Post-dryout 이후 온도에 대한 PT 입사 열부하 영향

칼란드리아관 온도가 최소 막비등 온도이상을 유지하는 것이 post-dryout 열전달을 정의하는 조건이다. 사실 초기 접촉 이후의 기간에 압력관 접촉온도의 영향은 처음 몇 초 내에 거의 사라지며, 접촉 열전도도 값만이 압력관과 칼란드리아관간의 온도차를 결정한다. 칼란드리아관 온도는 압력관으로부터 칼란드리아관으로의 열속과 칼란드리아관과 주위 감속재간의 열전달계수에 의해서 지배된다.

압력관 내면의 고 입사 열부하(예를 들면, 접촉 이전의 20℃ 과냉각도와 동반한 26 ~ 27℃/s의 가열율) 막비등 열전달로 인하여, 칼란드리아관 온도는 700 ~ 800℃ 범위의 일정한 값으로 증가하게 된다. 일부 시험에서 관찰되었듯이, 이러한 온도조건에서 칼란드리아관은 급격한 열적 크립변형되어 파손될 것이다. 한계치이하의 가열율에서 칼란드리아관 온도는 최소 막비등 온도로 감소되어 급냉이 진행될 것이다.

#### 라. 칼란드리아관 급냉 한계

칼란드리아관 온도와 최소 막비등 온도를 동일하게 놓음으로써 다음의 접촉 이전의 압력관 가열율 한계와 유체 과냉각도 사이의 관계를 유도할 수 있다.

$$\frac{dT_p}{dt} = \frac{\pi D_{cto}(ca\Delta T_{sub}^2 + (ca + da - cT_{sat})\Delta T_{sub} + d(b - T_{sat}))}{m_p c_{pp}}$$

압력관 가열율 한계는 Groeneveld and Stewart 하한상관식과 더욱 널리 사용되는 Ohnishi 상한 최소 막비등 온도상관식에 대한 과냉각도의 함수이다.

#### 마. 접촉 후 단계에서 칼란드리아관 변형

접촉 후 단계에서 칼란드리아관이 심각하게 변형된 결과로 핵연료채널이 크립 변형 파손될 수 있는 잠재성은 주로 막비등의 지속과 압력관 내압에 의해서 좌

우된다. 접촉 이후에 두 관의 크립이 지속된다면, 압력관의 크립율은 칼란드리아관 크립율과 동일해야 한다.

특히 대형과단 LOCA 시 압력관 부품을 발생할 수 있는 전형적인 압력하에서 (4 MPa 그리고 1 MPa이하로 급격한 감소) 흥미있는 관찰은, 핵연료채널의 건전성을 위협하려면 580°C와 700°C 사이의 칼란드리아관 온도와 지속적인 고압력의 조합이 15 분이상 유지되는 것이 요구된다. 그러나, 지속적인 고압력조건은 물리적으로 대형과단 LOCA에서는 가능하지 않다.

접촉 이전의 압력관 가열율과 이전에 칼란드리아관 변형과손이 발생하지 않을 유체 과냉각도간의 관계는 다음과 같다.

$$\frac{dT_p}{dt} = \frac{\pi D_{cto} (c\Delta T_{sub} + d)(T_{ctf}(P, t_f) - T_{sat})}{\dot{m}_p c_{pp}}$$

#### 바. 핵연료채널 건전성

접촉비등 곡선을 채널건전성 보장을 위한 기준으로 사용하는 것은 매우 보수적이다.

핵연료채널 건전성이 위협되기 위해서 만족되어야 하는 3종류의 필요조건이 존재한다.

- (1) 유체 과냉각도와 초기 접촉 열전도도 값과 함께 접촉시 압력관 온도를 사용하여, CHF 조건초과가 가능해야 한다. 이 조건에 대한 한도는 위의 식으로 정의되었으며 그림 4.3에 보여준다.
- (2) 유체 과냉각도와 함께 접촉시 압력관 가열율(입사 열속)을 사용하여, 칼란드리아관이 지속적인 막비등 상태를 유지하고 급냉되지 않아야 한다. 이 조건에 대한 한도는 위의 식으로 정의되었으며 그림 4.2에서 보여준다.

(3) 유체 과냉각도와 함께 접촉시 압력관 가열율(입사 열속)을 사용하여, 칼란드리아관이 지속적인 막비등 상태(급냉 없음)를 유지하고 압력관 압력하에서 심각한 크립변형을 야기시키도록 충분히 고온을 유지해야 한다.

#### 사. 핵연료채널 건전성 Map

위에서 정의한 두 번째와 세 번째 조건을 조합하면 그림 4.3의 결과인, 접촉시 압력관 가열율과 유체 과냉각도가 핵심변수인 핵연료채널 건전성 map을 얻는다. 20°C 이하의 과냉각도하에서 “No Quench” 한계가 보수적 한도를 제공한다. 20 ~ 45°C 사이의 과냉각도하에서는 “No creep failure in 15 minutes at 4 MPa” 한계가 보수적 한도를 제공한다. 45°C 이상의 과냉각도하에서 “Lower minimum film boiling temperature” 한계가 보수적 한도를 제공한다.

접촉비등곡선으로 제공된 pre-screening(그림 4.3)과 함께 채널건전성 map은 채널건전성 이슈를 평가하는데 합리적이고 보수적인 토대를 제공한다.

핵연료채널 건전성의 조건에서 접촉온도의 의존성이 전혀 없다 이 변수는 칼란드리아관 열적반응과 drypatch 형성의 잠재성과 관련한 초기(1 ~ 2초)에만 영향을 미친다. Zr-2.5%Nb 압력관의 크립거동의 변동과 같은 인자에 대한 핵연료채널 건전성의 민감도를 줄일 수 있으므로 이것은 매우 중요한 관찰이다.

칼란드리아관 외부에서 완전히 정체된 유체조건을 시험을 근거로 하므로 핵연료채널 건전성 map은 더욱 보수적이다. 칼란드리아관 외부에서 비교적 저속(0.15 ~ 0.3m/s), 하향 교차유동 시험을 통해서, 접촉 비등곡선과 비교하여 대략 2 ~ 6°C 정도의 과냉각도에 상응하는 이득이 존재한다.

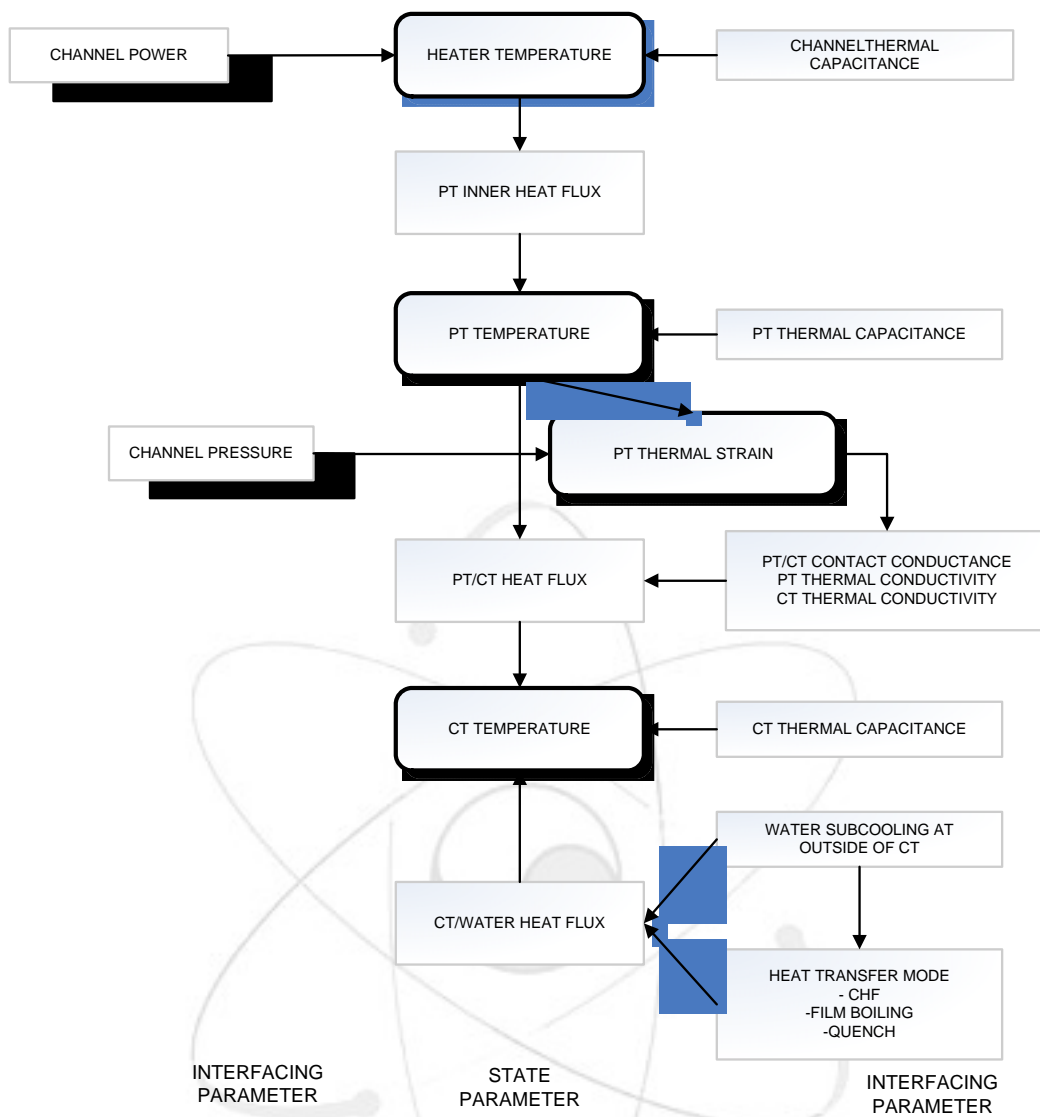


그림 4.1 PT/CT 가열 및 접촉관련 변수반응 다이어그램

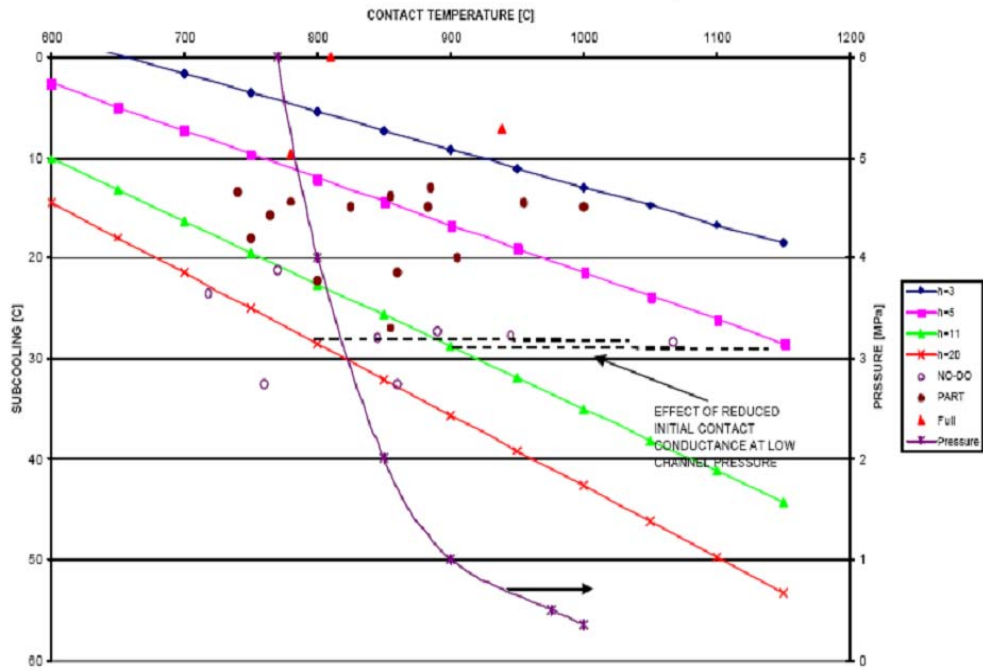


그림 4.2 접촉비등 CHF 한계(이론적 접촉비등곡선)

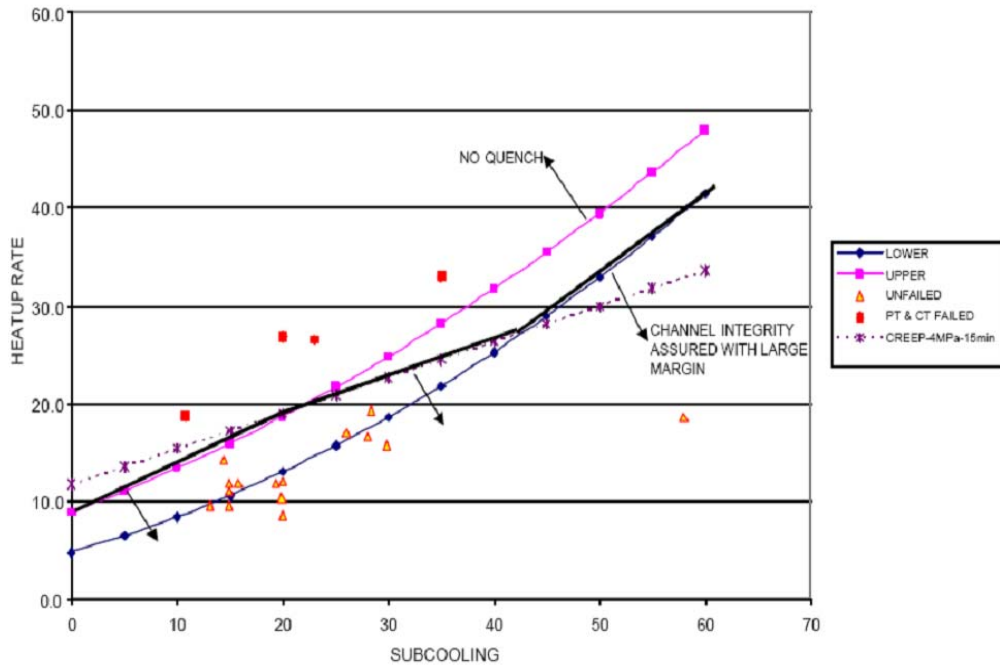


그림 4.3 연료채널 건전성 Map

## 2. Zr-2.5 Nb 압력관의 비균일 변형을 예측하기 위한 개선 모델

대부분의 핵연료채널 코드(FACTAR, CATHENA의 GRAD)에서 사용중인 현재의 원형 압력관 부품모델에서는 압력관이 부푸는 동안 원형을 유지한다는 가정을 한다. 이 모델을 통하여, PT/CT가 concentric이고 작은 압력관 원주방향의 상하단 온도구배( $< 100^{\circ}\text{C}$ )가 존재할 때, 압력관 부품 거동을 적절히 예측할 수 있다. 그러나, 특정한 가상 CANDU 사고조건에서는 nonconcentric부품발생이 예측된다. 이러한 원형구조의 가정을 함으로써, 원주방향 온도 구배가 크고 결과적으로 원형태로 변형되지 않을 때, 비균일 압력관 변형과 국부적인 PT/CT 접촉을 정확하게 예측하지 못한다. 이 연구에서는 비원형 압력관 변형을 예측하기 위해 개선된 모델을 기술한다. 이 모델을 사용하면 CANDU 원자로의 가상적인 LOCA동안의 압력관 부품현상을 예측할 때 불확실도를 감소시킬 수 있다.

비원형 변형모델(PTRING)에서는 반경 및 원주 방향 변형을 계산하기 위하여 축방향 단위길이의 압력관에 대한 링 혹은 단면적을 고려한다. 모델에서는 참고 원형으로부터의 형태편차 뿐만 아니라 압력관 벽면의 thinning을 추적한다. 또한 모델에서는 부품에 대한 압력관 처짐이나 휨의 영향을 고려하도록 칼란드리아관 중심과 압력관 초기 중심간의 offset 거리 입력 값을 사용한다.

주요 계산결과에서, 커다란 원주방향 온도구배가 압력관에 발생되었을 때, 원형모델은 최대 압력관 변형을 과대평가함을 보여준다. 결과로부터 비원형 모델이 압력관 파손, 국부적인 PT/CT 접촉, 원주방향 접촉면적, 그리고 완전한 원주방향 접촉 등을 예측할 수 있다는 것을 보여준다.

대형과단 LOCA 사고에서 과단하류의 핵연료채널내 냉각재는 정체될 수 있다. 냉각재가 비등되어 핵연료다발과 압력관의 하부는 냉각재에 남아 있지만 상부는 과열증기에 노출된다. 압력관 온도는 상승하고 원주방향으로 편차가 발생할 것이다. 과단루프의 일차계통이 가압을 유지한다면, 압력관은 부풀어서 칼란드리아관과 접촉하여 감속재로 열을 배출시킬 것이다. 접촉 이전의 압력관 파열여부는 계통압력과 압력관 원주방향 온도구배에 의존한다. 그러므로 과도상태 원주방향 온도구배와 결과적인 비균일 압력관 변형을 예측하는 것은 필수적이다.

작은 원주방향 상하단 온도구배로 인하여 아주 균일한(따라서 원형) 압력관 변형이 발생한다. 대형 원주방향 상하단 온도구배의 경우에는 비균일한 압력관 변형이 발생한다. 원형 압력관 부품모델(GRAD)는 Shewfelt 등에 의해 uniaxial test를 근거로 한 Zr-2.5Nb 압력관 크립식을 사용하여 개발되었다. 이 모델은 FACTAR와 CATHENA 등 대부분의 핵연료채널 코드에서 사용되며 압력관이 부푸는 동안 원형을 유지한다고 가정한다. 원형모델에서는 압력관 원주를 섹터로 나눈다. 그것은 각 섹터에 대해서 계산된 온도 및 응력을 토대로 섹터 원주방향 길이와 벽면 thinning을 추적한다. 압력관의 평균반경은 각 시간간격에서 모든 섹터 길이를 합하여  $\pi$ 로 나눔으로써 갱신된다. 이러한 접근법으로 비균일 압력관 변형을 예측하는 것은 가능하지만, PT/CT 접촉이 전체 원주에서 동시에 발생한다고 가정하기 때문에 국부적인 PT/CT 접촉은 불가능하다.

원형 변형모델에서는 일단 계산된 총 압력관 원주길이가 칼란드리아관으로 제한된 값에 도달하면 원주방향 전체로 PT/CT 접촉이 발생하는 것으로 예측한다. 압력관에 원주방향으로 커다란 온도구배가 존재할 때, 실제로 실모형 압력관 부품시험에서 관찰했듯이 계란형태로 변형된다. 총 압력관 원주길이가 한도에 도달하기 전에 압력관의 고온부(예를 들면, 상단)가 변형되어 칼란드리아관과 접촉될 수 있다. 원형모델을 그러한 시나리오에 적용할 때, 고온부에서의 압력관 벽면 thinning을 과대평가하게 된다.

실모형 압력관 부품시험으로부터의 데이터를 사용하여 원형 변형모델을 다양하게 평가하였다. 작은 원주방향 상하단 온도구배( $< 100^{\circ}\text{C}$ )가 압력관에 존재할 경우에 모델은 압력관 부품거동을 정확하게 예측한다는 것을 입증하였다. 그러나 커다란 원주방향 상하단 온도구배가 압력관에 존재할 때 대부분의 계산결과에서 원형모델은 최대 압력관 변형을 과대평가함을 보여주었다.

### 3. 핵연료 및 채널 열적/기계적 거동 코드, FACTAR 2.0(LOCA)

FACTAR 2.0(LOCA)는 LOCA 조건하에서 단일채널내 부품에 대한 열적/기계적 반응을 모델링한다. 역류와 양방향 냉각재 유동, 그리고 냉각재 유량의 축방향 편차를 다루기 위하여 열수력적 모델을 확장하였다. 상세한 표면-표면 모델을 사용하여 열복사를 계산하였으며 다양한 기하학적 구조(코드검증을 위한 실험설비 포함)를 대표하는 기능을 구현하였다.

핵연료봉의 온도 및 기계적 거동은 ELOCA코드를 사용하여 계산된다. 핵연료봉 계산을 위한 대류 경계조건은 역류와 양방향 유동을 포함한 열수력해석(냉각재를 균일 혼합물(homogeneous mixture)로 취급)에 의해 제공된다. 상변화 및 과도상태 영향으로 인한 축방향 냉각재 유량변동도 명백하게 모델링한다. 이 계산에서 요구되는 채널 경계조건은 사용자 입력이며 전형적으로 계통 열수력코드로부터 얻는다. 비등곡선을 상세하게 묘사하는 상관식들을 통해서 대류 열전달계수를 계산한다. HOTSPOT과 SMATT코드에서 채택하고 있는 것과 유사한, 고해상도의 원주방향 섹터로 된 면적-면적 모델을 사용하여 핵연료봉 계산의 다른 경계조건인 열복사를 계산한다. 1차원 과도 에너지방정식의 해와 Shewfelt의 변형모델을 이용하여 압력관과 칼란드리아관의 열적/기계적 거동(즉, 가열 및 변형)을 예측한다.

#### 가. 일반화된 구조

일반화된 기하학적구조 모델에서는 다발과 채널을 나타내기 위하여 다수의 변수가 필요하다: 연료봉과 관의 물리적 구조, 표면 방사율, 반경 및 원주 방향노드 정보 등이 가장 기본적인 것이다.

“접촉모델”에서는 모델내 각 표면이 접촉하는 것을 지정해 준다. 핵연료봉과 압력관/칼란드리아관은 임의의 수의 원주방향 섹터로 나눌 수 있다. 일반적으로 각 섹터는 상이한 “냉각재 유동채널” 혹은 고체표면과 접촉할 수 있다. 일반화된 기하학적구조 모델의 일부로서 채널내 각 다발은 축 “상태”를 지닌다고 정의된다. 여기서 “상태”는 사전에 기술된 정보에 의해서 정의된다. 단지 기지정된 조건하에서 상태간의 전이만을 통해서 총체적인 구조변형을 모델링할 수 있다. FACTAR 2.0(LOCA)에서는 “nominal” 구조에서 압력관이 부푼 구조로의 상태전이가 지원된다(그러나 압력관 직경의 연속적인 증가는 nominal 상태에서 모델링된다). 향후의 버전에서는 고온 다발 slumping, 압력관 휨 혹은 편심 다발 상태와 같은 수많은 상태전이가 지원될 것이다. 구조지정은 현재 버전에서 활발하게 사용되지 않는 일부 정보(표면-표면 접촉)를 포함하려고 설계되었다. 그러나 향후에는 비상노심냉각수 주입상실을 동반한 LOCA 사고시나리오와 같이 더 도전적인 적용을 시도할 것이다.

유량 단면적은 사용자가 원하는 냉각재 유동채널 형태로 나눌 수 있다. FACTAR에서 필요한 유일한 정보는 상대적인 유동면적(총 유동 단면적의 비율)과 접촉정보(냉각재의 대류 에너지 부여/제거와 연료봉 및 압력관 변형으로 인한 유동면적 변화를 평가하는데 필요)이다. 냉각재 단면적내에서 분리된 각 부분을 “유동채널”로 일컫는다. 이러한 냉각재 유동채널은 물리적 표면(피복관이나 압력관 일부와 같은) 혹은 다발내 임의의 선에 의해서 제한될 수 있다. FACTAR 1.x에서 냉각재 모사는 환형 유동 모델에 제한되었다. 주위 핵연료링(혹은 최외각 핵연료링과 압력관)으로 제한된 냉각재를 별개의 환형유로(이 정의에 의해서 37-봉 다발은 4개의 환형유로로 구성)로 고려하였다. 각 환형유로에 대류 열전달을 분배하는 방법은 사용자-선택 혼합모델에 좌우된다. 모든 환형유로가 다발길이를 따라서 잘 혼합(4개의 환형유로를 1개로 유동채널로 감소시킬 수 있는 “FACTAR 완전혼합”)되는 것으로 취급하거나 모든 환형유로를 다발길이를 따라서 별개로 취급하지만 다발출구에서 혼합(“CHAN 완전혼합”)되는 것으로 가정하는 선택사항.

FACTAR 2.0(LOCA)의 일반화된 “유동채널”에서는 FACTAR 1.x에서의 모든 혼합 선택사항을 모의할 수 있다. 냉각재 혼합은 더 이상 코드내 “hard-wired” 되지 않았다. 예를 들면, “FACTAR 완전혼합” 모델을 재생산하기 위하여, 모든 피복관과 압력관 섹터들과 접촉하는 한 개의 냉각재 유동채널이 정의되었다. 또한 사용자는 개별 냉각재 유동채널간의 혼합이 다발 endplate에서 발생하는지를 지정할 수 있다. 주위 다발들이 어떠한 구조상태로도 존재할 수 있으므로 각 상태 pair별로 이것을 지정해야 한다. 예를 들면, 사용자는 nominal 다발상태를 나타내도록 하나의 냉각재 유동채널(“FACTAR 완전혼합”)을 사용하여 선택할 수 있다. ballooned 상태(압력관이 부풀어서 칼란드리아관과 접촉)에서 외곽 핵연료링과 압력관간의 냉각재를 내부 유동구역과는 별개로 고려할 수 있다. 다중 유동채널을 포함한 Ballooned 상태에서 사용자는 두 채널의 냉각재가 다음의 하류 다발로 흐르기 전에 endplate에서 완전히 혼합되는지를 지정할 수 있다. 또한 각 유동채널간의 교류가 전혀 없다는 것을 지정할 수 있다. 이러한 능력은 CHAN 코드의 혼합 선택사항을 모사하기 위하여 포함되었다.

한 구조상태에서 다른 상태로의 전이(nominal 다발로부터 ballooned 다발로)가 향후의 개선이 용이하도록 일반적인 방법으로 코딩되었다. 각 상태는 고유의

representation으로 정의되었으며, 다양한 노딩, 냉각재 유동채널 등을 지닌 다양한 배열을 모델링할 수 있다. 이것을 완성하기 위해서 사용자는 각 “목적 상태”의 양이 이전 상태와 관련되는 방법을 정의해야 한다. 위에서 주어진 예에서, nominal 상태는 하나의 유동채널로 구성되며 ballooned 상태는 두 개의 유동채널로 구성된다. 상태전이 시점에, 목적(ballooned) 상태의 냉각재는 초기에 nominal 배열의 단일 유동채널의 냉각재 특성(온도, 밀도)을 지니도록 지정되었다. 그 이후에, 대류에너지 부여와 질량 유량을 변동계산을 각 냉각재채널에 대해서 각각 수행한다. 이러한 방법으로 “FACTAR 변형을 기본으로 한 혼합” 선택사항 (FACTAR 1.x)이 재생되었다.

일단 각 상태에 적용가능한 view factor 매트릭스와 상간의 전이와 관련한 정보를 포함한 모든 필요한 구조가 정의되고 난 후에 FACTAR 2.0(LOCA)를 사용한 모사를 수행할 수 있다. 또한 초기 정상상태 조건을 포함한 파일과 과도상태 경계조건을 포함한 파일등 2개의 추가적인 입력파일이 요구된다. 그 다음에 FACTAR는 일관성 있는 정상상태 열수력 조건과 핵연료봉 온도분포를 생성하기 위해서 반복계산을 한다.

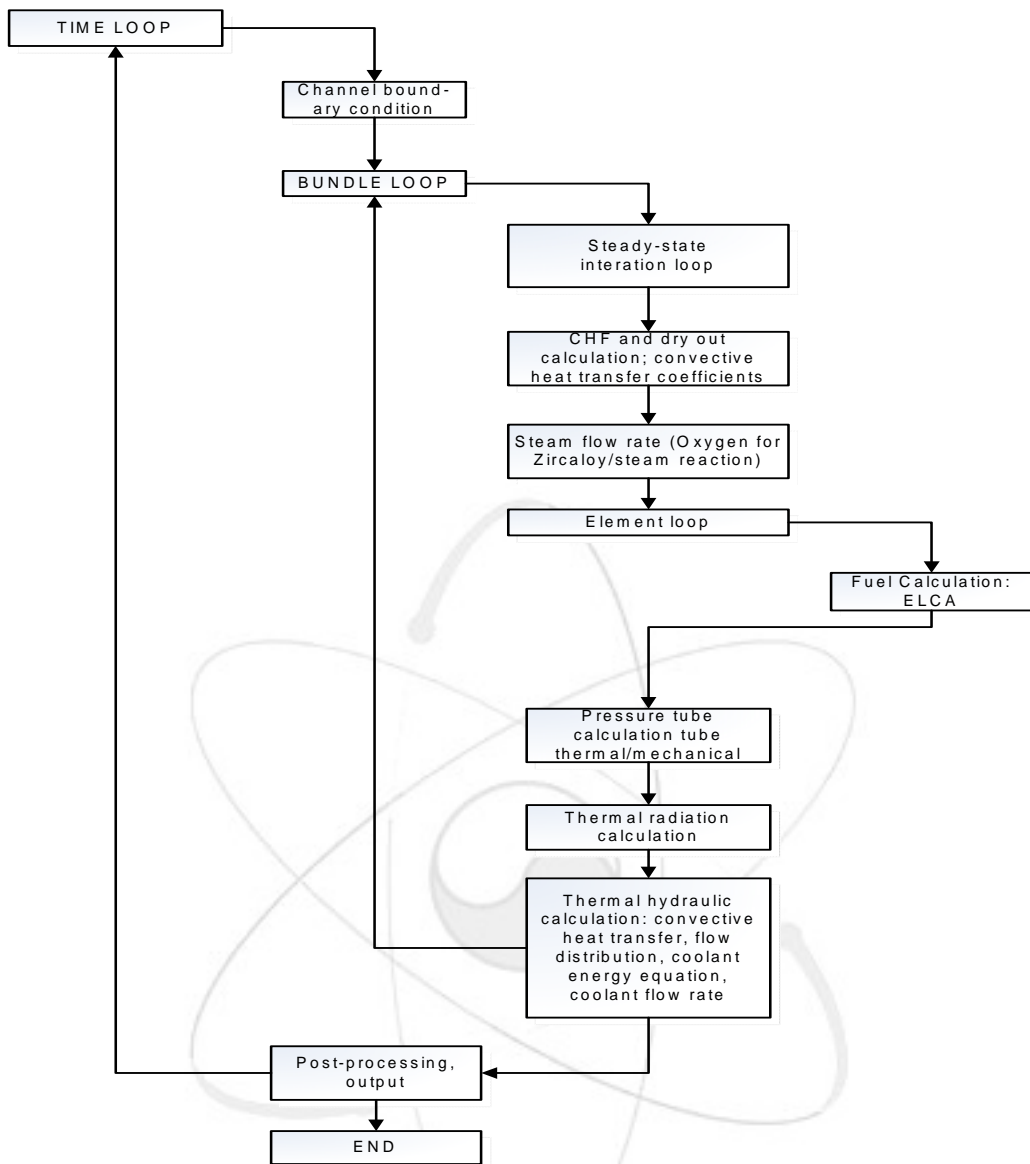


그림 4.4 FACTRA 2.0(LOCA)의 계산전개도

#### 4. 열수력 코드인 ASSERT-PV를 사용한 28-봉 핵연료다발 내부의 냉각재의 열적혼합 고찰

정상상태 하의 28-봉 CANDU 핵연료다발내에서 단일-단계 냉각재 열적혼합을 고찰한 결과를 보여준다. ASSERT-PV 열수력코드를 사용하여 수행된 모의 연구에는 2개의 주요 부분으로 구성된다. 첫 번째 부분에서 냉각재 혼합에 기여하는 다양한 물리적기구가 인식되고 그 영향은 ASSERT-PV 모의를 통해서 고립

화할 수 있다. 두 번째 부분에서는, 핵연료 및 핵연료채널 코드, FACTAR에서 환형유로간에 발생하는 열적혼합을 예측하는데 적합한 모델을 개발하는 것이 주요 관심사이다.

현재 각 환형유로의 유동저항이 동일하다고 가정하여 냉각재 분포를 계산한다. 따라서 균일밀도의 냉각재의 유동분포는 각 환형유로의 면적비로부터 직접 결정된다. 인근 환형유로간의 반경방향 에너지교환은 FACTAR의 혼합모델로 모사한다. 여기에는 다발 길이방향의 완전혼합, 다발 길이방향의 부분혼합, endplate에서의 완전혼합, endplate에서의 부분혼합 등이 포함된다. 이러한 모델링은 다발당 냉각재 제어체적의 수를 변화(즉, '부분혼합'을 사용하기 위해서는 4개의 환형유로의 엔탈피를 endplate에서 결합시키는 반면에, '다발 길이방향의 완전혼합'을 위해서 4개의 환형유로 모두를 단일 제어체적으로 결합시켜야 한다)시킴으로써 사용할 수 있다. 혹은 환형유로 입구의 냉각재 엔탈피를 계산하는 방법을 변화(즉, 'endplate에서의 완전혼합'을 사용하기 위해서는 주어진 다발의 각 환형유로 입구에서 동일한 엔탈피를 가정한다)시킴으로써도 사용할 수 있다.

## 가. 혼합을 야기시키는 물리적 기구

### (1) 부력

압력관내에서 핵연료다발의 배치가 편심되므로 압력관 하단 부근의 부채널이 상단보다 작다. 이러한 구조의 결과로, 압력관 하단 부근에서 질량유량의 감소로 인하여 국부적인 냉각재 온도가 더 높아진다. 이러한 불안정한 층류(고 밀도유체 아래의 저 밀도유체 때문)로 인해서 자연대류에 의한 냉각재 혼합이 가속화된다. ASSERT-PV에서는 운동량보존식에 중력항을 포함시킴으로써 부력을 모델링한다. 이렇게 중력을 포함시키는 것은 사용자의 선택사항이다.

### (2) 난류

난류가 환형유로에 걸친 대류 모멘텀 이동과 에너지 이동을 향상시키므로 채널내 혼합을 촉진시킨다. ASSERT-PV에서는 난류확산 접근법을 사용하여 난류의 영향을 실험적으로 모델링한다. 이러한 형태의 난류모델이 기체상에 대해서

유용하지만, 필요한 모델상수를 적절하게 지정할 수 있는 정보가 거의 존재하지 않는다. 반대로, 모델상수를 결정할 만큼 충분한 데이터베이스가 존재하기 때문에 난류 이동은 액체 냉각재에 대해서 모델되었다. 일반적으로, 난류모델링 전산 유체중 도전적인 분야의 하나이며 아주 단순한모델의 사용은 주의깊게 보아야 한다.

### (3) 장애물

장애물이 압력장을 왜곡시켜 유체를 장애물영역으로부터 멀리 떨어지게 하고 층류 혼합을 생성시킴으로써 채널내 혼합을 촉진시킨다. 또한 장애물이 커다란 속도구배를 생성시켜 유체난류를 활발하게 하는 작용을 한다. ASSERT-PV에서는 장애물 위치에 국부적인(즉, 부채널 단위) 손실계수(K-factor)를 적용하여 채널의 장애물을 모델링한다. 장애물을 모델링하는데 두가지 접근법이 사용가능하다. 첫 번째에서는 sspace 및 endplate로 인한 손실이 다발 단면적에 걸쳐서 균일하게 분포하는 것으로 취급한다. 두 번째 접근법에서는 비균일한 방법으로 손실을 모델하며 실제적인 sspace 및 endplate 구조에 더 근접한다.

#### 나. 중력, 난류, 및 다발부속물의 비균일 K-factor의 동시 모델링

- (1) 난류는 혼합에 대해 강력한 영향을 지니며 레이놀즈수에 비교적 민감하지 않다.
- (2) 또한 중력은 열적혼합에서 중요한 요소이지만, 그 영향은 레이놀즈수의 함수이다: 레이놀즈수가 증가함에 따라서 중력으로 인한 혼합은 감소한다.
- (3) 비균일 K-factor도 레이놀즈수의 함수로 혼합을 촉진시키지만, 레이놀즈수가 증가함에 따라서 부속물로 인한 혼합은 증가한다. 부속물에 의한 손실을 균일 K-factor로 모델할 때, 혼합은 레이놀즈수에 민감하지 않다.

#### 다. 예비모델 개발

이 단락에서는 이웃 환형유로간의 교류를 고려한 환형유로내 냉각재 엔탈피를

예측하기 위한 모델개발 방법론을 제시한다. 개발은 환형유로내 냉각재에 대한 정상상태 에너지균형을 기반으로 한다.

$$\dot{m}_e h_e = \dot{m}_w h_w - (Q_{T,n} - Q_{T,s}) + Q_{Fuel,i}$$

where :

$$\begin{aligned} \dot{m}_w &= \text{axial mass flow entering the flow annulus (kg/s)} \\ \dot{m}_e &= \text{axial mass flow leaving the flow annulus (kg/s)} \\ h_w &= \text{enthalpy of coolant entering the flow annulus (kJ/kg)} \\ h_e &= \text{enthalpy of coolant leaving the flow annulus (kJ/kg)} \\ Q_{T,n} &= \text{energy transfer from the north side of annulus (kW)} \\ Q_{T,s} &= \text{energy transfer entering the south side of annulus (kW), and} \\ Q_{Fuel,i} &= \text{fuel energy added} \end{aligned}$$

( $Q_{T,n} - Q_{T,s}$ )항은 환형유로에 걸친 순 횡단(transverse)(반경방향)에너지 이동이다. 이 항은 다발내 열전혼합을 나타낸다.

환형유로 출구에서 냉각재 엔탈피를 정확하게 예측하기 위해서, 에너지 보존식의 모든 지배적인 항을 잘 예측할 필요가 있다. 따라서 각 환형유로를 통한 질량유량을 잘 예측하는 것이 요구된다. 예비모델 개발에서는 질량유량을 모델링하는 것이 관심사가 아니고, 유효 수력학적 직경을 결정하는데 ASSERT-PV를 사용하여 예측할 것을 권고한다. 이 방법론에서는 환형유로당 유동비율을 결정하는데 사용할 표준 상관식을 허용할 것이다. 현재 연구의 관심은 에너지균형식에서의 횡단(transverse) 이동항을 예측하는 것이다.

$$\Delta Q_{T,i} = (Q_{T,n} - Q_{T,s})_i = \alpha_i Q_{Fuel,i}$$

다양한 질량유량 및 핵연료 출력 조건에서 일련의 ASSERT-PV 모의를 수행하여 횡단(transverse)에너지이동 계수값,  $\alpha_i$ 를 얻었다. 계수는 순 횡단(transverse)에너지이동 대 핵연료로부터 환형유로로의 에너지입력과 관련되므로, 반경방향 중성자속 분포에 대한 민감도가 예견된다. 그러므로 계수결정을 위한 ASSERT-PV 모의에서 CANDU 핵연료의 전형적인 반경방향 중성자속 분포를 적용하였다.

- (1) 환형유로 1에 대한 이동계수는 양수이며 레이놀즈수에 따른 변동이 거의 없다. 다발중심에 걸쳐서 순 이동이 존재하지 않기 때문에 양의 계수는 에너지가 환형유로 1로부터 환형유로 2로 이동되는 것을 암시한다.
- (2) 환형유로 2에서 계수는 레이놀즈수에 따라서 확실히 증가한다. 저 레이놀즈수에서 음수라는 것은, 주위 환형유로로부터의 순 열침가가 존재한다는 것을 의미한다.
- (3) 환형유로 3에서의 순 횡단(transverse)이동은 활발하며(내부의 두 환형유로에 서의 값과 비교하여) 고려한 모든 레이놀즈수에 대해서 양의 값이다.
- (4) 환형유로 4에서의 계수도 크기는 크지만 음수이고 레이놀즈 수에 따라서 감소한다. 따라서 환형유로 4에서는 환형유로 3으로부터의 에너지 횡단(transverse)이동을 통해서 에너지를 얻으며 순 증가는 레이놀즈 수에 따라 증가한다.

일반적으로 가장 중요한 횡단(transverse)이동은 환형유로 3과 환형유로 4간에 발생한다. 또한 동일한 총 질량유량의 경우에 대해서, 환형유로 3과 4의 계수크기는 출력이 증가함에 따라서 증가하는 경향이 있다. 부력이 고 출력에서 강하므로 이러한 혼합이 촉진될 것이 예견된다.

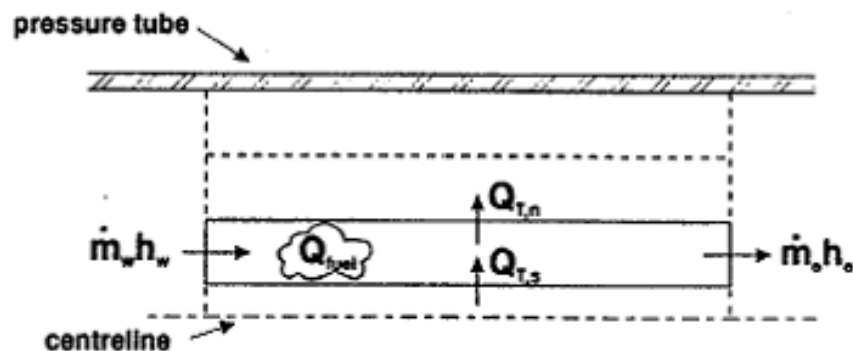


그림 4.5 환형유로에서의 열전달

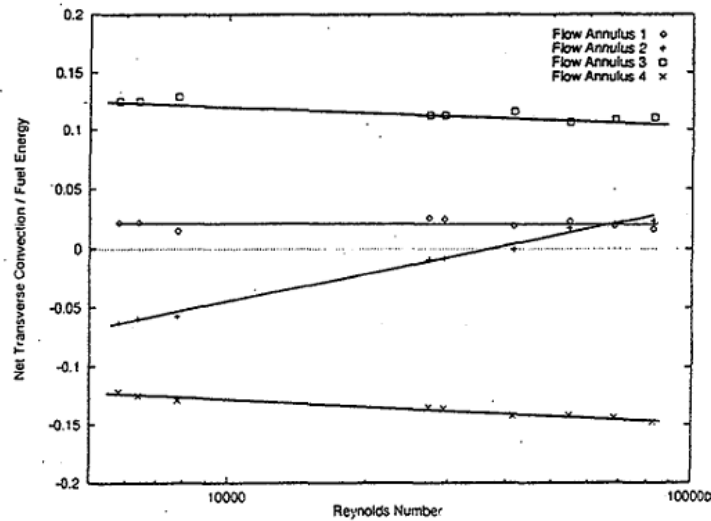


그림 4.6 핵연료 에너지에 대한 순 횡방향 에너지 전달에 대한 비 (레이놀즈 수의 함수)

## 5. CANDU 핵연료 채널을 위한 부채널 분석 코드 개발

원자로 노심의 핵연료 채널 내에서의 유체 유동 및 열전달을 해석하기 위한 수치 해석 방법으로 크게 두 가지로 나뉘어진다. CANDU 원자로에 있어서는 핵연료 다발을 포함하고 있는 압력관 내의 복잡한 유동을 한 개의 관으로 단순화시켜 해석하는 방법(단일 채널 분석 방법)과 여러개 부수로 이루어진 다발에 대해 주어진 축 및 반경방향 절점에 따른 방정식으로 변환한 지배방정식을 세워 유동장을 해석하는 방법(부채널 분석 방법)이 있다.

전자의 경우에는 원자로심을 포함한 계통 전체의 거동을 해석하기 위해 많이 이용되며, 계산시간이 짧고, 수치 모형이 간단하여 복잡한 모형식이 필요 없다는 장점이 있다. 그러나, 핵연료 채널 내에서의 실제의 유체 및 엔탈피 유동은 부수로 내에서의 유동뿐만 아니라 부수로들 사이의 간격을 통한 물질, 운동량 및 에너지 전달이 존재하므로 한개 관으로 모사하는 단일 수로에 의한 해석을 통해서 는 각각의 부수로 내의 유동, 온도 및 엔탈피 분포를 알 수 없다는 단점이 있다. 또한, 핵연료 채널의 열적 여유도 측면에서 가장 중요한 임계열유속을 예측하는데 있어서도 단일 수로 해석의 경우에는 다발 평균 값 밖에는 알 수 없으며, 여러 개의 부수로 이루어진 한 개 채널내의 어느 부분에서 임계열유속이 발생하

였는지도 알 수 없다.

후자의 방법인 부수로에 의한 해석 방법이 각 부수로 내에서의 유체 및 열적 거동을 밝히기 위해 일반적으로 가장 많이 도입되고 있다. 가압 경수로의 경우에는 오래 전부터 열적 여유도를 평가하는 방법으로 부수로 해석 방법을 수행해 왔으며, 그 해석 전산코드도 웨스팅하우스사의 THINC, CE 사의 TORC, COBRA-IV-i등이 개발되어 왔다. 그러나, CANDU 핵연료 채널의 경우에는 원자로 노심 열수력 설계시 단일수로에 의한 해석 방법을 도입하고 있다. 한편, 부수로 해석에 의한 접근의 일환으로 1980년대 중반부터 캐나다 AECL에서 ASSERT 코드를 개발해 오고 있으며, ASSERT코드는 현재 인허가에 사용하지 않고 있지만 열수력 설계 및 인허가의 보충 자료 생산에 사용하고 있다.

가압 경수로의 부수로 해석의 경우에는 핵연료 종류에 따라 COBRA코드를 이용하거나, TORC코드를 이용하여 왔으나, CANDU 원자로에 있어서는 부수로 해석 코드가 전무한 실정이다. 이에 따라, CANDU 핵연료 채널의 경우에도 부수로의 열수력 특성에 대한 상세 정보가 필요하며, 특히 CANDU용 핵연료 다발을 개량하기 위해서는 CANDU 핵연료 채널에 대한 부수로 해석방법의 도입이 필수적이다. CANDU 핵연료 채널에 대한 부수로 해석코드를 개발하기 위하여 무엇보다도 먼저 CANDU 핵연료 채널에 적용 가능한 부수로 해석코드의 선정이 우선되어야 하며, 이로부터 CANDU 핵연료 채널에 대한 열수력 모형식을 개발하여 기존 코드를 수정, 보완하고, 그 해석 결과를 검증하는 것이 경제적이다 사료된다.

## 6. 소형과단 LOCA 시 부채널 열수력에 대한 핵연료봉 부품의 영향

원자로입구공급자관 소형과단(0.25%)시 부채널 열수력에 대한 핵연료봉 부품의 영향을 인도의 중수로에서 연구하였다. 과단으로 지연된 원자로트립과 함께 과단 채널내 저유량 조건에 이른다. 외부 부채널에 비한 내부 부채널의 고 출력/유동 비로 인해서 내부 유동이 외부로 우회된다. 핵연료봉들은 상이한 온도를 보여준다. 핵연료봉 부품으로 부채널 면적이 감소하며 유동 재분포가 발생된다. 과도상태 부채널 열수력조건은 채널길이에 따른 출력분포 및 압력강하에 의해서 많은 변동을 보인다.

### 제 3 장 결 론

CANDU 안전해석에서 핵연료채널의 열적-기계적 거동과 관련된 LOCA와 단일채널사고 등의 채널 해석은 이상유동 열전달 모델에 상당한 영향을 받기 때문에 관련 모델의 선정은 중요하다. 그중에서 가장 제한적인 사고인 대형과단 LOCA 시 핵연료채널 건전성과 관련된 주요 현상들은 열수송계통의 감압, 취출기간 냉각, 과출력 과도상태, 압력관 변형, 감속재 과냉각도, 감속재 온도분포, 안전주입 등과 관련되기 때문에 노후화된 핵연료 채널에 적용 가능한 모델의 개발은 어려움이 있다.

본 연구는 이런 문제점들에 대하여 채널의 경년열화에 대한 사전조사를 수행하였으며 이에 대한 방법론을 수립하였다. 또한 안전해석 열수력 코드에 핵연료 채널 모델링을 위한 여러 코드의 분석적 방법들을 조사하였으며, 압력관-칼란드리아관 접촉, 핵연료채널 파손, 압력관의 비균일 변형 등에 관한 모델 들을 채널 유량, 압력 강하, 기포분율, 피복관 및 압력관 온도, CHF와 같은 열수력 변수들에 대한 예측치를 비교 분석하였다. 안전분석 코드, 관련된 시험 데이터, 그리고 이전의 해석적 연구 등을 검토하였으며 예측치와 실험치에 대한 결정론적인 비교를 수행했던 이전의 연구에 대해서도 논의하였다.

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	<b>위탁기관보고서번호</b>	표준보고서번호	INIS 주제코드
	KAERI/CM-1064/2007		
제목 / 부제	중수로 노후화 핵연료채널 이상유동 열전달해석 모델개발		
연구책임자 및 부서명	이 강 문(원자력기술본부)		
연구자 및 부서명	전건호(원자력기술본부), 김종현(원자력기술본부)		
출판지	한국	발행기관	한국원자력연구원
페이지	39 p.	도표	있음( O ), 없음( )
참고사항		발행년	2008.4
크기		크기	21×29.7 Cm.
공개여부	공개( O ), 비공개( )	보고서종류	위탁보고서
비밀여부	대외비( ), __ 급비밀		
연구수행기관	(주)액트	계약번호	
초록 (15-20줄내외)	<p>CANDU 안전해석시 핵연료채널의 열적, 기계적 거동에 영향을 미치는 이상유동열전달 모델의 선정은 LOCA 및 단일채널 사고의 해석시 중요한 역할을 한다. 핵연료채널 건전성과 관련된 주요 현상으로는 열수송계통의 감압, 취출기간의 냉각, 과출력 과도상태, 압력관 변형, 감속재 과냉각도, 감속재 온도분포, 안전주입 등이 있는데, 이러한 현상들을 노후 핵연료 채널 분석에 적용하기 위한 모델 개발에 어려움이 있어왔다. 본 연구는 채널의 경년열화에 대한 조사를 수행하였다. 핵연료 채널 모델링을 위한 여러 코드들의 분석 방법들을 조사하였으며, 압력관-칼란드리아관 접촉, 핵연료채널 파손, 압력관의 비균일 변형 등에 관한 모델들을 채널유량, 압력강하, 기포분율, 피복관 및 압력관 온도, CHF 등의 변수들과 비교하여 예측하였다. 또한 안전해석 코드, 관련 시험데이터 그리고 이전을 해석적 연구 등을 비교분석하였다.</p>		
주제명키워드 (10단어내외)	CANDU, 핵연료채널, 이상유동열전달, 냉각재상실사고, 최적평가, 노후화, CATHENA		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.	<b>Sponsoring Org. Report No.</b>		Standard Report No.	INIS Code	Subject
	KAERI/CM-1064/2007				
Title/ Subtitle	<b>A Development on Heat Transfer Model for Aged CANDU Fuel Channel</b>				
Project Manager and Department	Kang-Moon Lee(Nuclear Technology Division)				
Researcher and Department	Kun-Ho Jun(Nuclear Technology Division) Jong-Hyun Kim(Nuclear Technology Division)				
Publication Place	Korea	Publisher	KAERI	Publication Date	2008.4
Page	39 p.	Ill. & Tab.	Yes( O ), No ( )	Size	21×29.7 Cm.
Note					
Open	Open( O ), Closed ( )		Report Type		
Classified	Restricted( ), ___Class Document				
Performing Org.	ACT Co., LTD.		Contract No.		
Abstract(15-20 Lines)					
<p>It is important to select a two-phase flow heat transfer model which affects thermal and mechanical behavior of fuel channel during the safety analysis of LOCA and single channel failure for CANDU type reactor. The significant phenomena related to the fuel channel integrity are pressure drop in the PHTS, cooldown during the blowdown, overpower transient, pressure tube creep, moderator subcooling margin, temperature distribution in the moderator and safety injection. Applying these phenomena into the analysis of aging fuel channel has had some problem. This study has investigated channel aging characteristics and analysis methodology of many computer codes for modelling of the fuel channel. And this study estimated models of the pressure tube-calandria tube contact, fuel channel deformation and non-uniform pressure tube creep with comparing with fuel channel flow rate, pressure drop, void fraction, temperature of fuel sheath and pressure tube and CHF. Finally this study compared the safety analysis codes, test data and previous results of analytical study.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		CANDU, Fuel Channel, Two-Phase Heat Transfer, LOCA, Best Estimate, Aging, CATHENA			