

## 〈기술보고〉

# ANSYS 피로해석 모듈을 이용한 CANDU 6 핵연료채널 응력해석 및 ASME Code에 따른 해석절차 개발

최창용 · 김정규

한국원자력연구소

(1994. 11. 15 접수)

## 요 약

설계의 신뢰성은 응력해석을 통하여 확인될 수 있으며, 해석결과는 대상 부품의 구조적 건전성을 입증하는 근거가 된다. 본 보고서는 ANSYS의 피로해석 모듈을 이용한 CANDU 6 핵연료채널의 응력해석 및 ASME Code에 따른 해석절차 개발을 소개하였다. 응력해석은 ASME Code Section III NB-3200의 「Design by Analysis」에 기초한 해석절차에 따라 수행하였으며, 체계적인 해석을 위해 자료 처리용 ANSYS 매크로 및 FORTRAN 프로그램을 개발하였다. 해석은 각 조건에 따라 기계적응력과 열응력 해석으로 분리하여 수행한 후 조합되었으며, ANSYS 피로해석 모듈을 이용하여 선정된 결점들의 기계적응력과 열응력의 합에 대한 최대응력강도범위를 계산하였다. 응력해석 결과, CANDU 6 핵연료채널의 구조적 건전성이 입증되었으며, ANSYS를 이용한 ASME Code 해석절차가 확립되어 CANDU 원자로 해석의 신뢰성을 크게 향상시켰음은 물론 독자적인 수행을 위한 발판을 마련하였다.

## 1. 서 론

핵연료채널은 원자로내에서 각 채널당 12개의 핵연료다발을 내장·지지하며, 핵반응열을 일차열수송계통(PHTS : Primary Heat Transport System)으로 전달하고 방사선을 일차적으로 차폐하는 한편[1, 2], 일차열수송계통의 압력경계를 이루는 「압력유지」부품으로서, ASME Code에 따라 원자로 등급 1 용기(Nuclear Class 1 Vessel)로 분류되어 이에 대한 요구사항을 만족하도록 설계 해석된다[3, 4].

현재 가동중인 CANDU형 원자로의 경우, 핵연료채널에 대한 응력해석은 AXITTS · ANALYS · DESPT4 등 자체 개발한 해석코드를 사용하여 왔으며, 해석에 대한 ASME Code의 적용도 미흡하였다. 이러한 점들은 원자로 해석의 신뢰성과도 직결되는 것으로서, 그동안 빈번하게 논란의 대상이 되어왔다. 이에, 한국 원자력연구소가 공동으로 참여하게된 월성 2, 3, 4호기 핵중기공급계통(NSSS) 설계를 시작으로 상용 코드인

ANSYS[5, 6]의 사용이 본격적으로 시도되었고 ASME Code Section III NB-3200[7, 8]의 「Design by Analysis」 개념에 근거한 해석절차의 확립을 통하여 CANDU 원자로 해석의 신뢰성 향상을 적극 도모하였다.

본 보고서는 ANSYS 피로해석 모듈을 이용한 핵연료채널 응력해석 수행과 ASME Code에 따른 해석절차 개발을 소개하고, 아울러 CANDU 원자로 해석의 독자수행 가능성을 타진해 보고자 한다.

## 2. 핵연료채널 응력해석 준비

### 2.1. 응력해석 대상

핵연료채널은 1개의 압력관(Pressure Tube)과 2개의 종단이음부(End Fitting)로 구성된다[그림 1]. 압력관은 각각 12개의 핵연료 다발을 내장하여 종단이음

부와 압연 연결 (Rolled Joint)로 되어 있으며, 종단이 음부는 핵연료 교환기에 물려 핵연료 장전과 방출의 통로로 사용되고 채널내를 통과하는 일차열수송계통의 입·출구를 제공한다.

핵연료채널의 응력해석은 이들 2개 부품에 대해 수행되는데, 압력관은 형상이 단순한 관형부품 (Tubular Component)으로 수치해석법이 아닌 고전적인 해석 방식으로의 접근이 가능한 반면, 상대적으로 복잡한 형상을 지닌 종단이음부는 유한요소법에 기초한 수치해석 방식의 적용이 필수적이다.

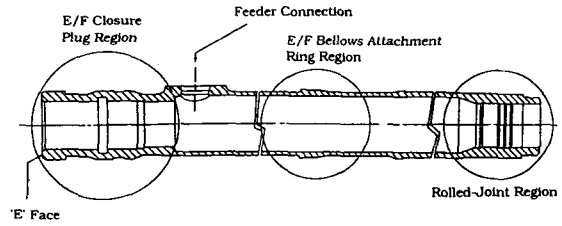


그림 2. 종단이음부 단면도

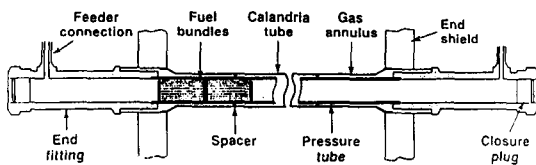


그림 1. 핵연료채널 단순화 모형

형상의 불연속 (Geometrical Discontinuity) 과 하중조건을 고려할 때, 종단이음부 중 응력해석이 요구되는 곳은 다른 곳에 비해 더 큰 응력이 발생되리라고 예상되는 영역으로서, 그림 2에 표시된 바와 같이 3개 영역으로 나눌 수 있다.

본 보고에서는 이 가운데, 벨로우즈를 종단이음부 둘레에 부착시키기 위해 많은 불연속 형상을 지닌 「벨로우즈 부착링 영역 (BARR)」에 대한 응력해석을 소개한다. 그림 3은 해석에 사용된 BARR의 유한요소 모델을 보여주며, 이러한 유한요소 모델의 요소들은 주로 일차응력과 이차응력을 구하기 위해 생성된 것으로서, 불연속점에서의 극응력 (Peak Stress) 계산은 고려되지 않았으나, 이러한 불연속점에서 발생한 극응력들도 충분히 수용할 수 있는 유한요소 모델임이 해석결과를 통하여 입증되었다[4].

## 2.2. 하중조건

핵연료채널 해석시 적용되는 하중조건은 설계조건 · 운전조건 · 시험조건 3가지로 구분되는데, 이들 각 조건들은 정상 기동 또는 전체 원자로 수명중에 발생 가능한 여러가지 사건 (Event) 들을 포함하고 있으며, 이 가

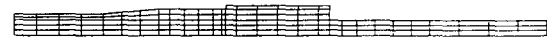


그림 3. BARR 유한요소 모델

운데 운전조건은 아래와 같이 레벨 A · B · C · D로 세분된다[1, 3]. 표 1은 해석에 적용된 하중조건을 나타낸다.

- 레벨 A : 정상가동시에 일반적으로 발생하는 경우 (Normal)
- 레벨 B : 정상가동시 빈번하게 발생하는 고장 (Up-set)
- 레벨 C : 검사 및 손상 보수를 위해 원자로 정지가 요구되는 경우로서 원자로 수명 기간 중에 드물게 발생 (Emergency)
- 레벨 D : 부품에 큰 손상을 입어 교체가 요구되는 경우 (Faulted)

## 2.3. 모델링

### 2.3.1. 유한요소모델 생성

유한요소 모델은 ANSYS prep7의 메시 생성모듈을 이용하여 생성되며, 취급하려는 대상을 수치해석에 적합하도록 적절한 요소로 분할 · 구성하고 절점과 요소들을 정의한다. 여기서 생성되는 절점과 요소의 갯수 및 형태는 해석결과에 많은 영향을 미치기 때문에, 해석 목적에 따라 적절한 수의 절점 및 요소 생성은 물론, 적절한 형태의 요소 선정이 요구된다[4].

BARR의 경우, 167개의 절점과 131개의 요소를 갖는 축대칭 2차원 유한요소 모델로 생성되었으며, 이에 따라 응력선형화를 위한 모델 단면은 총 30개로 나타났다.

표 1. 하중조건 분류

LOADING CONDITION	EVENT	LOAD APPLICATION
Design Condition	Hot cold	Primary Stress - Pm, Pm+Pb
<b>Service Condition</b>		
Level A	Warmup/Cooldown Startup/Shutdown Powermanouvering	Primary+ Secondary - Pm+Pb+Q  Secondary - Thermal (Q)
Level B	Loss of Off-site Load Reactor Stepback Reactor Trip from 100% FP Loss of ClassIV Power Reactor Overpower/ Loss of Regulation Loss of Feedwater supply from 100%FP Total Loss of Feedwater supply from 100%FP (I) Rapid Coooldown Total Loss of Feedwater Supply from 100%FP (II) F/M Upset	
Level C	System Overpressurization Loss of ClassIV Power+DBE	Primary Stress - Pm, Pm+Pb
Level D	SDS1 Failure	
Test Condition	Hydrostatic Test	

또한, 해석에 사용된 요소 형태는 1개의 요소 당 4개의 절점을 갖는 2차원 등계수 요소 (Isoparametric solid) 와 등계수 열요소 (Isoparametric thermal solid) 의 두가지 형태였으며[5], 형상 결정에 사용된 BARR의 실제 치수는 최대응력이 발생할 수 있도록 가공 공차·부식·마모 등의 허용 오차가 고려되었다[4]. 그림 4는 해석에 사용된 BARR 모델의 각 단면을 나타낸다.

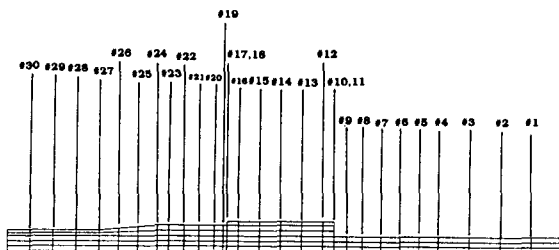


그림 4. BARR 모델의 단면

2.3.2. 응력해석 가정

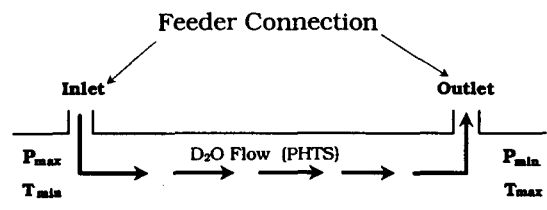
온도 분포

핵연료채널은 내부에 중단이음부와 연결되어 있는 자관 (Feeder Pipe)을 통하여 일차열수송계통의 일부인 중수가 흐르고 있으며[그림 5. a], 이러한 유체의 흐름에 따라서 채널의 길이 방향에 대한 온도 상승 및 압력 저하가 발생한다. 본 해석시에는 자관의 출구측에서 발생하는 채널내 최고온도와 입구측에서 발생하는 채널내 최고압력이 전체 채널내에 일정하게 작용한다는 가정을 제시하여 열전달 해석을 수행하였다.

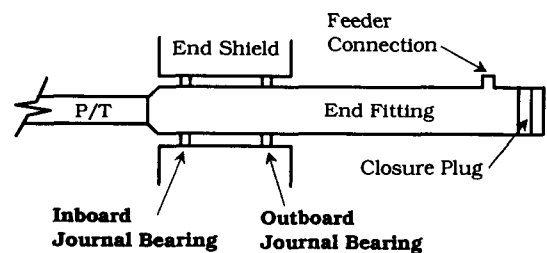
하중 분포

중단이음부 해석시 고려되어야 할 외부 하중들은 다음의 두가지 가정들을 통하여 실제적으로 BARR 모델에 적용된다.

- 자관 및 핵연료 교환기에 의해 발생하는 모든 외부 하중들은 국부적으로 발생하는 몇몇 하중들을 제외하고는 등가의 축방향 하중 (Equivalent Axial Force)으로 변환된다. 이러한 접근은 결과적으로 최대 막응력 (Maximum Membrane Stress)을 유발시키기 때문에 보수적이다.
- 탄성계수 (E)와 관성모멘트 (I)에 관계되는 굽힘강성도 (Bending Stiffness)는 중단이음부가 압력관에 비해 20배 정도 크기 때문에 압력관의 굽힘강성도



(a) 채널내 유체 흐름 (PHTS)



(b) 단순지지된 돌출부

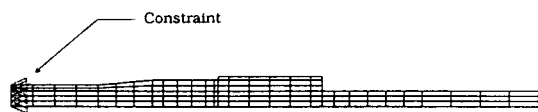
그림 5. 중단이음부 해석의 가정

는 무시된다. 따라서 종단이음부는 두개의 베어링에 의해 단순지지된 돌출보(Overhung Beam)로서 간주된다[그림 5. b].

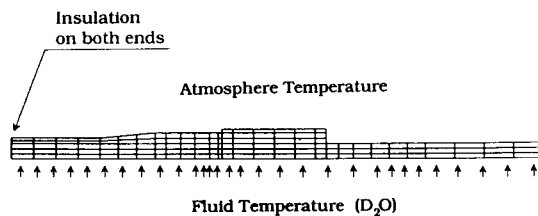
### 2.3.3. 경계조건

#### 변위 구속

모델의 한쪽면을 고정시켜 모든 하중에 대해 회전 및 축방향 변위를 구속하여 모델과 종단이음부간의 물리적 연속성 (Physical Continuity)을 유지함은 물론, 강제 운동을 억제하여 해석의 단순화를 시도하였다[그림 6. a].



(a) 변위 구속



(b) 열경계 조건

그림 6. BARR 모델의 경계조건

#### 열경계 조건

모델 내부에서는 대류열전달 효과를 무시하여, 유체의 온도를 직접 모델 경계조건으로 하고, 모델 외부는 대기환경으로의 자연대류를 가정하여 열전달계수를 적용한다[10]. 한편, 해석 모델 양쪽 끝단면은 축방향 전도효과가 무시된 단열조건으로 설정한다[그림 6. b].

### 2.3.4. 단위하중 적용

단위하중은 모델에 적용 가능한 주요 하중들을 고려한 것으로, 핵연료 교환기나 자관에 의한 축방향 하중 및 채널내 압력에 의한 하중들에 단위값을 부여하여, 선형해석 (Linear Analysis)에 근거한 해석의 편의성을

위해 가상되었다. 실제 해석시에는 이러한 단위하중들에 적절한 scaling factor[10]를 부여하여 실제 하중값에 맞게 조정된 후, 각 사건에 대한 응력강도 계산에 이용한다. BARR의 경우, 다음과 같은 3 가지의 단위하중이 해석에 적용되며, 그림 7은 이러한 단위 하중들을 각각 나타낸다.

- 채널 내부압력 (1000 psig) 및 이에 따른 종단 하중
- 핵연료 교환기에 의한 축방향 하중 (1000 lb)
- 벨로우즈를 종단이음부 둘레에 부착시킬때 발생하는 압력



그림 7. BARR 모델의 단위하중

### 2.4. ASME Code 적용

핵연료채널의 응력해석은 ASME Code Section III의 강도이론으로 사용된 최대 전단응력 이론 (Tresca Criterion)의 「응력강도 (Stress Intensity)」 개념을 도입하였다. 최대전단응력이론은 “어떤 재료의 최대전단응력 ( $\tau_{max}$ )이 단축 인장시험시 항복점에서의 최대전단응력과 같아질때 항복이 발생한다”는 것으로, 여기서 단축 인장시험에서의 최대전단응력은 항복응력 ( $S_y$ )과 세개의 주응력 ( $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ ) 중 최대값과 최소값 차이의 1/2로 정의된다[8, 11]. 즉,  $S_y = \sigma_{max} - \sigma_{min} = 2\tau_{max}$

응력강도를 이러한 최대전단응력의 2배로 정의함에 따라, 결과적으로 해석결과를 단축 인장시험에서의 항복응력과 직접 비교할 수 있게 되었다. 표 2는 핵연료채널 응력해석에 적용된 ASME Code Section III의 세부내용이다.

### 2.5. 해석 절차

ANSYS 피로해석 모듈을 이용한 응력해석에는 ASME Code Section III NB-3200에 따른 체계적인 해석절차가 개발되어 단계별로 수행되었다. 첫번째 해석 단계에서는 설계조건 · 시험조건 · 운전조건에 레벨 C와 D의 모든 사건에 대한 기계적응력들이 계산되고,

표 2. ASME Code 세부 적용

APPLIED ITEMS	ASME Code
Stress Definition - Stress Intensity - Alternating Stress Intensity	NB-3213.1 NB-3216
Stress Category - Primary Stress (Pm,Pb) - Secondary Stress (Q) - Peak Stress (F)	NB-3213
Loading Condition - Design Condition - Service Condition : Level A,B,C,D - Testing Condition	NB-3111
Allowable Stress Limit - Design Loading - Service Limit - Testing Limit	NB-3220
Derivation of Stress Difference - Varying Principal Stress Direction	NB-3216

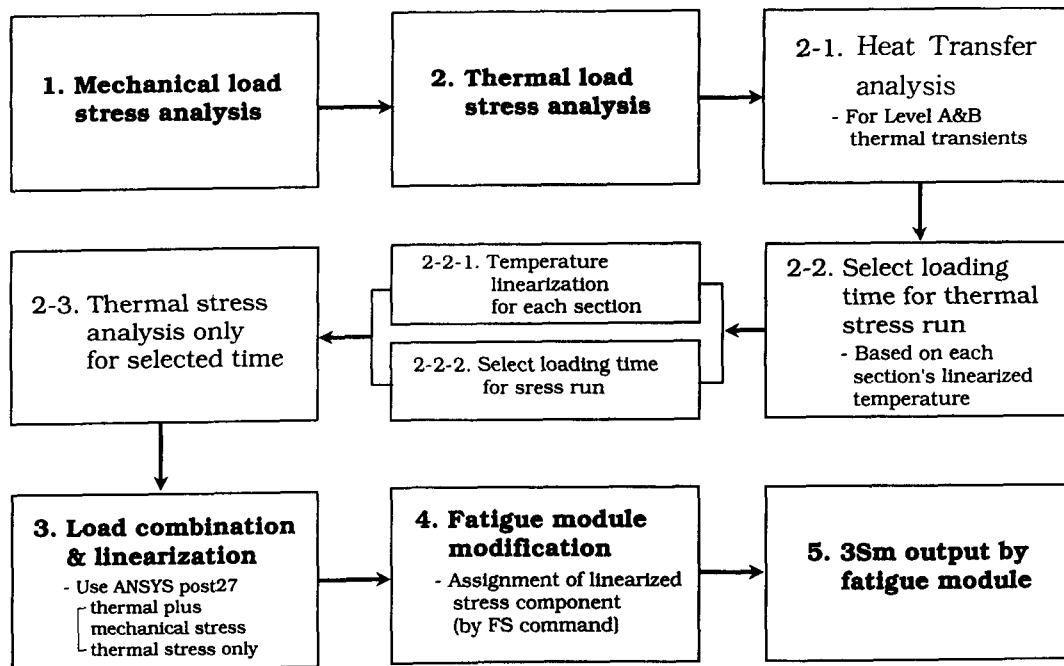
두번째 단계에서는 운전조건의 레벨 A 및 B에 대한 열 응력 해석이 수행된다. 이때 열응력 해석은 열전달 해석 · 온도 선형화 · 하중 작용 시간 (Loading Time) 선정 등의 중간 단계를 거치게 되며, 이렇게 계산된 기계적응력 및 열응력들은 조합 (ANSYS post27 : Load Combination) 및 선형화 (ANSYS post1 : Stress Linearization)된 후, ANSYS 피로해석 모듈을 이용하여 선정된 절점들에 대한 응력강도범위 계산에 사용된다. 표 3은 이러한 응력해석 절차를 나타내는 흐름도이다.

### 3. 핵연료채널 응력해석

#### 3.1. 기계적응력 해석

기계적응력은 일차응력으로서 막응력 (P<sub>m</sub>) 및 굽힘 응력 (P<sub>b</sub>)으로 나뉘지며, 열응력을 고려할 필요가 없는 설계조건과 시험조건, 운전조건의 레벨 C, D 응력해석에 적용된다[표 1]. 전술한 바와 같이 (2.3.4. 절), 기계적응력 해석은 단위하중들을 적절히 조합 · 선형화하여 수행되며, 하중조합에 앞서 하중조합표[3]에 따른

표 3. 핵연료채널 해석절차 흐름도



scaling factor를 각 단위하중에 부여하여 실제 모델에 적용되는 하중값과 일치되도록 한다. 단위하중 조합은 「ALGEB 명령어」(ANSYS post27)를 이용 하였고, 각 단면에 대한 응력선형화는 「PRSECT 명령어」(ANSYS post1)를 사용하여 수행하였다.

### 3.2. 열응력 해석

#### 3.2.1. 열전달 해석

열전달 해석은 열응력 해석을 위한 초기단계로서 채널내를 흐르는 유체가 보유하고 있는 열이 모델의 온도 분포에 미치는 영향을 수치적으로 계산한다.

BARR 해석의 경우, 각 사건에 관한 채널내 출구측 일차열수송계통의 온도천이 곡선(PHTS Thermal Transient Curve)이 모델 내부의 전체 유체온도 변화를 나타낸다고 가정하여 이 온도를 직접 모델 내부 경계 조건으로 적용하였으며, 모델의 외부 환경으로 주어진 대기온도는 열전달 계수와 함께 모델의 외부 경계조건을 구성하였다[그림 6. b]. 그림 8은 채널내를 통과하는 일차열수송계통의 온도천이 곡선으로, 운전조건의 레벨 A Startup/Shutdown 사건을 나타낸다.

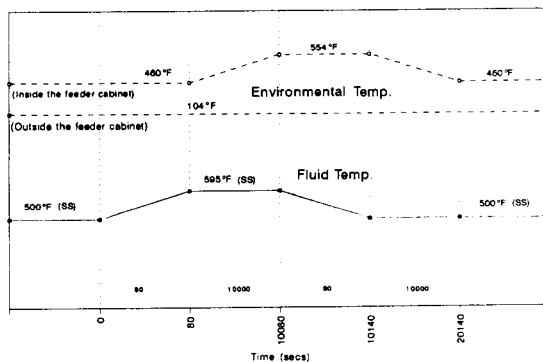


그림 8. 온도천이곡선

#### 3.2.2. 하중작용 시간 선정

하중작용 시간 선정은 불필요한 해석을 자제하여 해석의 효율성을 높이기 위한 열응력 해석의 사전 작업으로서, 선정의 기준이 되는 각 단면에 대한 온도분포의 선형화가 선행되어야 한다. 열전달 해석결과는 각 단면에 대한 비선형적인 온도 분포로 나타나며, 이러한 각

단면에 대한 온도분포를 선형화함으로써, 모든 사건에 대한 각 단면에서의 평균온도·최고 및 최저온도·온도구배 등의 계산이 가능하다.

이러한 선형화 작업시에는 사전 단계로서 단면 확인을 위한 매크로와 온도선형화를 위한 매크로[4] 등이 이용된다. 온도선형화는 레벨 A와 B의 모든 사건에 대하여 수행되며, 선형화된 평균온도·최고 및 최저온도·온도구배 등은 열응력 해석 수행을 위한 하중작용 시간 선정의 기준으로 사용된다. 하중작용 시간 선정은 각 사건 및 단면에서 최대열응력을 발생할 수 있는 상황에 근거하여 만들어진 FORTRAN 프로그램[4]을 이용하였는데, BARR 열응력 해석의 경우, 각 사건의 온도천이곡선 특성에 따라 각각 4~10개 정도의 범위내에서 하중작용 시간이 선정되었다.

#### 3.2.3. 열응력 해석 수행

열응력이란 변위가 구속된 물체에 열을 가했을 경우 발생하는 응력으로서, 구속조건을 해제하면 응력이 소멸되는 특징을 가진 전형적인 이차응력이다[8]. 열전달 해석으로 얻은 모델의 온도분포와 각 단면에 대한 선형화된 온도분포 계산결과 및 이러한 온도분포 특성에 따른 하중작용 시간 선정 등의 일련의 작업 단계는 열응력 해석 수행을 위한 필수적인 사전 작업으로서, 열응력 해석을 단지 앞서 구한 하중작용 시간에 대해서만 수행함으로써 해석 수행시간 단축 및 결과 처리의 편리성에 큰 도움을 준다.

### 3.3. 응력조합 및 선형화

이 단계에서는 응력강도범위 계산을 위하여 앞서 구한 기계적응력과 열응력이 조합되며, 이러한 조합된 응력들에 대해 선형화가 수행된다. 이때, 응력조합은 크게 2단계로 구분되어 수행되는데, 첫번째 단계에서는 기계적응력과 각 하중작용 시간에서의 열응력들이 조합되어 ANSYS load step을 구성하며, 두번째 단계에서는 하중작용 시간에서의 열응력만이 추가적인 load step을 구성한다.

load step 구성은 구하고자 하는 해 (Solution)를 위하여 하중들을 적절히 배치하는 ANSYS 해석수행 과정의 일부로서, 해석목적에 따라 load step의 수 및 하중조합을 해석자가 결정한다. 이렇게 기계적응력과 열응력과의 조합이 수행된 후, 이에 대한 각 단면에서의

응력선형화 작업은 기계적응력 선형화의 경우와 동일한 방법으로 수행된다.

BARR 열응력 해석의 경우, 이와같은 응력의 조합 및 선형화는 모든 레벨 A와 레벨 B의 총 8개 사건에 대하여 각각 수행되며, 또한 각각의 수행 결과에 대한 8개의 ANSYS output file[4]이 자동으로 생성된다. 이러한 8개의 output file들은 막응력·굽힘응력·막응력+굽힘응력·극응력 등의 각 단면에 대한 모든 응력 해석 정보를 보유하고 있다.

3.4. 피로해석 모듈을 이용한 응력강도범위 계산

선정된 절점에서의 막응력·굽힘응력·열응력의 합에 대한 최대응력강도범위(Stress Intensity Range) 계산에는 ANSYS post1의 피로해석 모듈을 이용하였으며, ASME Code NB-3216에 기술된 계산절차를 따랐다.

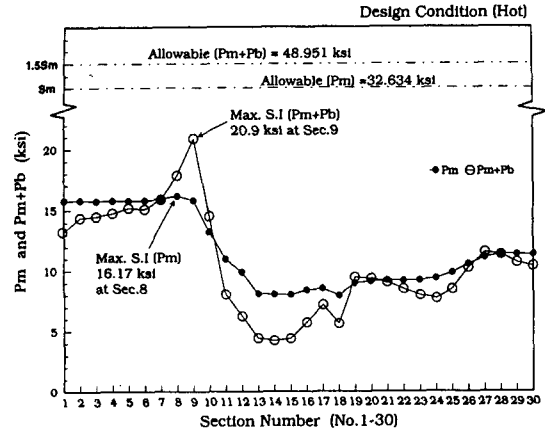
- ① BARR의 열응력 해석은 모두 8개의 사건으로 구성되어 있으며, 앞서 수행한 각 단면에 대한 응력조합 및 선형화 결과는 각 사건별로 구분되어 8개의 file에 저장된다.
- ② 이러한 8개의 file들은 간단한 FORTRAN 프로그램 [4]을 이용하여 막응력·굽힘응력·열응력의 합에 대한 정보만 추출되어 8개의 「FS 명령어 file」로 요약·저장된다. FS 명령어는 각 사건에 따라 하중작용 횟수 및 6개의 응력 요소 ( $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z, \tau_{xy}, \tau_{yz}, \tau_{zx}$ )를 선정된 58개 절점에 부여한다.
- ③ 선정된 58개 절점들에 대한 응력강도범위 계산은 레벨 A 및 B의 8개 사건에 대한 각각의 FS 명령어 file들이 준비된 후에 수행된다.

3.5. 해석 결과

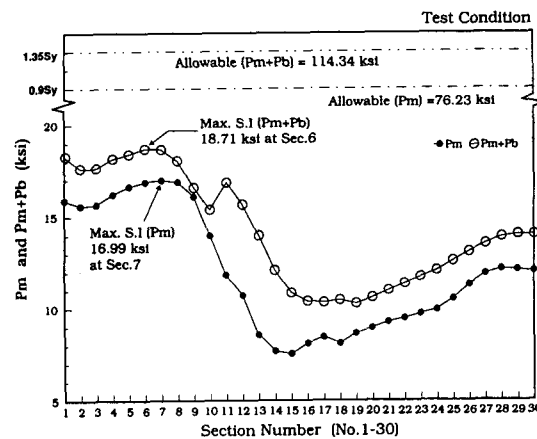
3.5.1. 결과 및 비교

응력강도

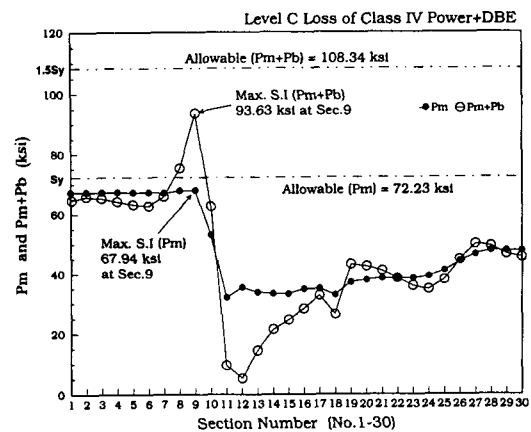
기계적응력 해석 결과는 전체 단면 30개에서 발생 가능한 최대응력강도로 계산되며 ( $P_m, P_m+P_b$ ), 이러한 모든 단면에 대한 응력강도 중 최대값을 취하여 각 조건에 대한 최대응력강도를 얻었다. 응력강도의 허용값은 각 조건에 따라 ASME Code의 기본 규정 및 특별 규정을 각각 적용하여 계산하였다[4, 7].



(a) 설계조건



(b) 시험조건



(c) 운전조건 (레벨 C)

그림 9. 최대응력강도

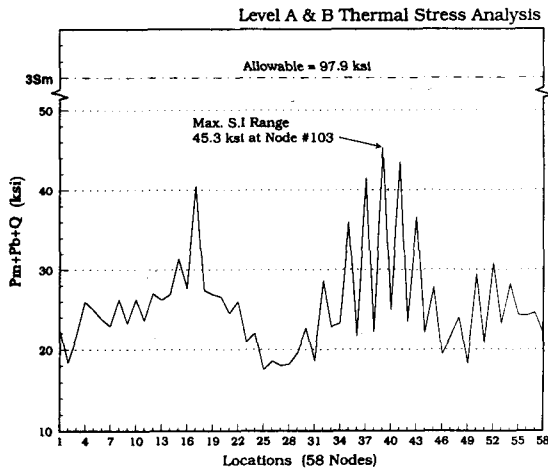


그림 10. 최대응력강도범위

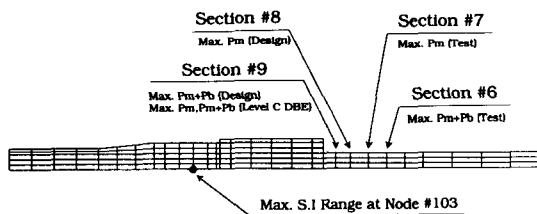


그림 11. 최대응력 발생 위치

### 응력강도범위

피로해석 모듈의 「FTCALC 명령어」를 통하여 수행된 응력강도범위 계산 결과는 최대 주응력차 (S1-S2, S2-S3, S3-S1) 범위의 1/2로 표시되는 반복 응력강도범위( $\sigma_{alt}$ : Alternating Stress Intensity Range)로 나타나며, 이 값에 2를 곱함으로써 구하고자 하는 전체 응력강도범위를 얻을 수 있다(응력강도범위=2  $\sigma_{alt}$ ). 앞서 기술된 바와 같이, 이러한 58개 절점에 대하여 계산된 응력강도범위들은 단축 인장시험에서의 항복응력과 직접적인 비교가 가능하다. ASME Code의 기본 규정에 따르면, 기계적응력과 열응력의 합에 대한 응력강도범위의 허용값은 3Sm으로 규정되어 있으며, 이는 Sy의 2배 이하에서 결정하도록 되어있다[4, 8].

### 3.5.2. 검토

그림 9는 열응력이 고려되지 않는 설계조건·시험조

건·운전조건에 대한 기계적응력 해석 결과를 모든 단면에 대하여 나타낸 것으로, BARR 모델에 적용하는 최대응력강도는 대부분 단면 #6과 #9 사이에서 발생함을 확인할 수 있다.

그림 10은 레벨 A 및 B에 대하여 수행된 열응력과 기계적응력과 조합 결과로서, 58개 절점에 대한 최대응력강도범위를 보여주고 있으며, 기계적응력과 열응력의 합에 대한 최대응력강도범위 (Overall Maximum Stress Intensity Range)는 절점 #103에서 발생함을 알 수 있다. 그림 11은 최대응력강도 및 최대응력강도범위가 발생한 위치를 나타낸다.

## 4. 결 론

서론에서 지적된 바와 같이 CANDU 원자로의 핵연료채널에 대한 ASME Code 적용과 ANSYS 응용은 월성 2, 3, 4호기의 핵중기공급계통 설계에 본격적으로 시도되었다. 이에 따라, ANSYS의 피로해석 모듈을 이용하여 ASME Code 해석절차를 체계적으로 적용할 수 있도록 해석절차 흐름도와 각 단계에서의 자료처리용 ANSYS 매크로 및 FORTRAN 프로그램을 개발하였고, 해석절차 흐름도에 따른 ANSYS와 자료처리용 프로그램들과의 종합화로 신속하고 정확한 해석 수행을 도모하였다.

본 보고에서는 이러한 성과중 BARR에 대한 해석만을 소개하였으나, 그외 중단 이음마개 및 압연 연결 영역과 압력관에 대한 응력해석을 통하여 핵연료채널의 구조적 건전성을 입증하였으며, ASME Code에 기초한 체계적인 ANSYS 해석절차를 거쳐 확인된 결과는 CANDU 원자로 해석의 신뢰성을 크게 향상시켰다.

이러한 월성 프로젝트에 한국원자력연구소가 AECL과 공동으로 참여하여 CANDU 원자로의 해석기술 발전에 많은 역할을 담당하였음은 물론, 이렇게 축적된 경험 및 자료들을 토대로 핵연료채널 설계의 독자적인 수행을 위한 발판을 마련하였다. 한편, 경제조건 설정 하중적용 등의 모델링 기술과 이에 따른 해석방법의 개선은 해석기술 향상의 핵심으로서, 앞으로 이에 대한 다양한 접근 및 검토가 계속되어야 할 것이다.

## 참고문헌

1. "Preliminary Safety Analysis Report for Wol-



- song 2, 3 & 4", AECL, Fuel Channel Pressure Boundary Design (Chapter. 5.3), 1992
2. "Fuel Channel Design Manual for Chernavoda. 1", AECL, 79-31100-DM-000, Rev.0, 1987
  3. "Fuel Channel Design Specification for Wolsong 2, 3 & 4", AECL, 86-31100-DS-000, 0 (Draft), 1994
  4. "Fuel Channel Design Report for Wolsong 2, 3 & 4", AECL, 86-31100-SR-001, Rev.0 (Draft), 1994
  5. "ANSYS Eng. Analysis System Users Manual", Volume I and II, Revision 4.4, Swanson Analysis Systems Inc., 1989
  6. "ANSYS Eng. Analysis System Heat Transfer Seminar for Revision 4.4", Chapter I~V, Swanson Analysis Systems Inc., 1990
  7. "ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, NB-3200", ASME, 1989
  8. "Criteria of the ASME Boiler & Vessel Code for Design by Analysis in Section III & IV, Division 2", ASME, 1969
  9. 임상전, 광병만, 이주성, "유한요소법 입문", 동명사, 4판 (수정본), 1991
  10. J.P. Holmm, "Heat Transfer", McGraw-Hill Book Company, 6th edition, 1986
  11. S.P. Timoshenko and D.H. Young, "Elements of Strength of Materials", Prentics Hall, 5th edition, 1979