

중수로 안전성 평가 검증코드 개발 (II):  
CANDU-6 원전의 등급IV전원상실사고 일반안전현안에 대한 안전성 평가

Development of Safety Assessment Code for CANDU Reactors (II):  
Assessment of Generic Safety Issues on Loss of Class IV Power Accident

황수현<sup>1</sup>, 김만웅<sup>1</sup>, 김효정<sup>1</sup>, 김봉현<sup>1</sup>, 박군철<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

<sup>2</sup> 서울대학교 원자핵공학과, 서울 관악구 신림9동 산56-1

요 약

본 연구는 가동중 중수로의 안전성 평가체제 수립의 일환으로 중수로 계통 열수력 검증평가코드인 RELAP/CANDU의 개량화를 위하여 평가모델 개선과 일반안전현안에 대한 평가방법론 개발을 목적으로 하고 있다. 금번 연구에서는 IAEA와 캐나다 CNSC의 중수로 원전의 일반안전현안인 등급 IV 전원상실사고에 대한 안전성 평가와 함께 핵연료 온도를 실제현상에 유사하게 모사하기 위한 모델개선과 임계경로(Critical Path)에 대한 단일채널 모델을 개발 적용하였다. 평가결과 전반적으로 핵연료 피복관 온도 및 압력관 온도는 관련 규제요건을 만족하는 것으로 나타났으나 임계채널의 압력관 온도의 경우 충분한 여유도를 확보하고 있지 못한 것으로 나타났다.

Abstract

The objectives of this study are the improvement of evaluation model inside RELAP/CANDU code and the development of safety assessment methodology for GSI (Generic Safety Issues), as a part of establishment of CANDU safety assessment system. In this regard, safety assessment of loss of class IV power accident, CANDU reactors GSI in IAEA and CNSC, was carried out.

Besides, CANDU fuel elements model was improved to simulate fuel cladding temperature more realistically and single channel analysis model was developed to analyze the critical pass having the minimum CPR(Critical Power Ratio). In result, fuel cladding and pressure tube temperature satisfied the relevant regulatory requirements on the whole. However, pressure tube temperature in the critical pass had not sufficient acceptable margin.

## 1. 서 론

우리나라는 캐나다로부터 4기의 중수로(CANDU형)를 도입하여 가동중에 있으며 이는 총 18기의 가동중 원자력발전소(이하 “원전”이라 함)중 약 21%를 차지하고 있어 가동중 원전의 안전성 확보차원에서 주 노형인 경수로(PWR)와 함께 중요하게 고려되고 있다. 그러나 국내에 도입된 중수형 CANDU 원자로에 대한 안전성 평가용 전산코드체계를 도입국의 규제기관에 의존하고 있으나 캐나다 규제기관인 CNSC(Canadian Nuclear Safety Commission)에서도 독자적인 검증코드가 없어 중수로에 대한 검증 평가체계가 미흡한 실정에 있다. 이에 중수로 안전성 평가코드체계 수립의 일환으로 RELAP5/MOD3 코드를 중수로에 적합하도록 개선하는 연구[1]가 지속적으로 추진중에 있다. 이와 함께 가동중 중수로 원전의 안전성 확보를 위한 안전현안에 대한 평가가 수행중에 있다.

중수로 안전현안에 대해서 캐나다 CNSC에서는 1990년도 초부터 CANDU 원자로에 대한 일반안전현안(GAI : Generic Action Items)을 선정하여 관리하고 있으며, 국제기구인 IAEA에서도 중수로 안전성 현안문제의 중요성을 인식 중수로 안전현안 보고서를 발간한 바 있다.

이에 본 연구에서는 가동중 중수로 안전현안에 대한 검증평가 방법론 개발의 일환으로 캐나다 규제기관인 CNSC와 국제기구인 IAEA에서 일반안전현안으로 선정한 등급 IV 전원 상실사고에 대한 평가를 수행하였다. CANDU 원전에 있어서 전원상실사고시 가장 중요하게 고려되는 안전특성은 등급 IV 전원 상실에 따른 열수송계통 냉각재펌프의 전원 공급 상실로 강제유동에 의한 원자로 노심의 냉각이 불가능할 경우에 노심에서 발생하는 잔열은 냉각수의 자연대류에 의해 냉각이 적절히 이루어짐을 확인하여야 한다. 이에 대한 실증실험의 일환으로 캐나다 Whiteshell연구소에서 수행된 자연대류 실험(RD-14M 실험설비)에서 일부 핵연료 채널에서 자연대류에 의한 냉각이 적절히 이루어지지 않아 핵연료가 과열되는 현상이 발생되었고, 이에 캐나다 규제기관인 CNSC에서는 사업기관으로 하여금 RD-14M 실험결과를 토대로 안전성을 입증하도록 요구한 바 있다. 이에 본 연구에서는 가동중 중수로 안전현안 대처 검증기술 개발의 일환으로 대형 냉각재 상실사고(Large LOCA)시 등급 IV 전원 상실사고를 대상으로 안전성을 재평가하였다. 특히 핵연료의 온도에 가장 많은 영향을 주는 35% 입구모관 파단사고시 등급 IV 전원 상실사고를 대상으로 안전성 평가를 수행하였다.

## 2. 등급 IV 전원 상실사고 안전성 평가

### 2.1 안전성 방법론

#### 전산해석모델

중수로 열수송계통은 두개의 폐회로로 구성되어 있으며 각 회로 내 인접 채널의 유동

은 서로 반대 방향으로 형성된다. 이를 모사하기 위해 그림 1과 같이 채널 당 95개의 원자로관을 갖는 4개의 평균 채널로 모사하였다. 증기발생기는 일차측을 U-튜브로 모사하였으며, 이차측은 강수부, 습분 분리기, 재순환 회로 및 돔영역으로 모사하였다. 비상노심냉각계통은 고압, 중압 및 저압 주입계통으로 구성하였으며, 고압안전주입 종료후 중압안전주입으로 전환할 때에 비파단회로(intact loop)로는 비상노심냉각수가 주입되지 않고 파단회로(broken loop)로만 주입토록 하였다.

특히 실제 운전모형을 모사하기 위하여 사고시 압력관과 칼란드리아관을 통한 감속재의 열침원 기능을 수행할 수 있도록 하였으며, 증기발생기 수위제어를 위해 급수관에 서보밸브를 설치하여서 원자로 출력, 증기발생기 수위에 따라서 밸브면적을 제어하도록 하였다. 한편 충수 및 배출계통도 모사하여 사고시 회로격리 신호가 발생하면 충수계통과 배출계통을 일차측과 격리하도록 하였다.

## 사고조건

냉각재 상실 사고 시 원자로 정지계통은 0.43초 후 원자로 정지 신호가 발생하고 1.2초의 지연시간 후 원자로 정지가 발생하도록 하였으며 터빈 정지는 원자로 정지 신호가 발생하고 5초 지연 후 런백(runback)이 발생하도록 하였다. 한편 원자로 제어계통은 사고시 동작하지 않는 것으로 가정하였다. 터빈 감발신호가 발생하면 등급 IV 전원상실이 발생, 열수송펌프와 주급수펌프가 정지하게 되며, 등급 III 전원에 의해 작동되는 보조급수펌프는 주급수펌프 정지 후 3분 후 작동하도록 하였다. 각 주요 사고조건은 표 1과 같다.

## 2.2 안전성 평가결과

### 정상상태

과도상태를 계산하기 앞서 먼저 정상상태 계산을 수행하였으며, RELAP/CANDU의 정상상태 계산결과와 최종안전성분석보고서의 안전해석에 사용된 CATHENA 코드의 초기조건에 대한 비교가 표 2에 제시되어 있다. 표에 나타나 있듯이, 전반적으로 두 코드의 정상상태에서의 계산결과는 잘 일치하는 것으로 나타났다.

### 과도상태

열수송계통 입구 급수모관 35% 파단사고와 함께 등급 IV 전원이 상실한 경우를 대상으로 평가하였으며 설계특성상 안전계통은 정상적으로 작동하도록 고려하였다. 주요 사고진행 과정은 표 3에 요약되어 있으며, 평가결과는 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서의 사고해석에 사용된 CATHENA 코드 해석결과와 비교/검토하였다.

채널 4 입구 급수모관(IHD8)에서 배관 단면적 35%에 해당하는 대형파단이 발생하면

그림 2와 같이 파단 부위를 통해 일차계통 냉각재가 급격히 방출되며, 열수송계통 압력은 그림 3과 같이 파단모관 IHD8이 제일 먼저 급격하게 감압되기 시작한다. 그 다음 IHD6과 비파단회로의 모관들이 감압되기 시작하며 이때 원자로의 출력 변동은 그림 4와 같다. 한편 핵연료내 채널에서의 기포화로 원자로출력이 증가되어 원자로가 정지되며 파단부위를 통한 냉각재 방출로 냉각재계통이 감압되어 냉각재상실사고 신호가 발생, 가압기 및 충수 및 배출계통이 격리되며, 비상노심냉각수가 파단회로로 주입되며 주증기안전밸브의 개방에 의한 급속냉각(Crash Cooldown)이 이루어진다.

파단발생 직후에 파단회로의 임계경로(critical pass, Ch.4)에서는 냉각재가 파단부위를 통해 빠져나가면서 채널내에서 역방향으로 유동을 형성하는 파단력과 열수송펌프에 의해 냉각재를 채널 3방향으로 강제순환시키는 채널내에서 순방향으로 유동을 형성하는 펌프력이 거의 균형을 이루는 유동정체 구간이 나타난다(그림 5). 이러한 저유량 구간에서는 채널내의 기포량이 그림 6과 같이 급격히 증가하게 되어서 핵연료 냉각능력이 저하되어 파단회로의 임계경로내 핵연료 피복관 및 압력관 온도는 그림 7, 8과 같이 급격히 증가하게 된다. 사고기간동안 핵연료 피복관의 최고온도는 임계경로 7번째 node에서 발생한다(1302.4K). 반면에 파단회로의 비임계경로(noncritical pass)에서는 냉각재가 핵연료 채널을 통과하여 파단부위로 방출되기 때문에 초기에 유량을 증가시켜(그림 5) 파단회로 상류에서는 높은 피복관 및 압력관 온도는 나타나지 않는다(그림 9, 10).

비파단회로에서는 사고초기에는 냉각재가 파단부위로 방출되지만 열수송계통 압력이 5.25 MPa이하로 감소되면 LOCA 신호의 작동에 따라 파단회로와 비파단회로간 격리되어 냉각재 방출은 정지되고, 가압기에서의 냉각재 유입 등으로 냉각재유량이 보충되어 핵연료채널의 유량이 형성되며, 채널내 기포율은 낮아져 핵연료 피복관 온도 상승은 그림 11과 같이 상대적으로 낮게 나타난다.

등급 IV 전원 상실이 발생되면 열수송펌프와 주급수펌프는 정지되며 보조급수펌프는 주급수펌프 정지 3분후에 등급 III 전원에 의해 작동하게 된다. 열수송펌프 정지후 비파단회로내 채널유량은 그림 12와 같이 감소하게 되나 핵연료 피복관에서의 열전달은 잘 이루어진다. 파단회로에서는 냉각재의 방출에 따른 감압과 열수송펌프의 정지로 비임계회로의 유량이 줄어드나 임계경로에서는 열수송펌프정지후 파단부위를 통한 냉각재 방출로 인한 역류발생으로 핵연료 냉각에 긍정적으로 작용하게 된다.

평가결과 핵연료채널 압력관 최대온도는 600°C 이하로 핵연료 채널 건전성에 대한 규제요건인 CNSC의 R-8 [2]의 요건(600°C 이하로 유지)을 만족하여 대형 냉각재파단과 함께 등급 IV 전원이 상실하여도 핵연료채널 건전성은 유지되는 것으로 확인되었다.

## 핵연료온도 상세해석

사고시 핵연료채널에서 성층유동이 이루어지는 경우 핵연료봉의 위치에 따라 열전달

계수가 상이하므로 이에 대한 영향을 고려하여야 한다. 이를 위하여 핵연료채널내 유동형태(flow regime)가 수평성층유동인 경우 수위에 따른 상대적 위치에 따라 액체상에 노출된 핵연료봉과 기체상에 노출된 핵연료봉의 열전달계수를 구분하여서 계산하도록 하였다. 이를 위해 그림 13과 같이 37개의 핵연료봉을 수위에 따라서 5개의 그룹으로 분류하여 사고시 각 그룹별로 핵연료 온도변화가 어떻게 되는지 살펴보았다.

사고시 파단회로의 경우는 비상노심냉각계통에 의한 강제순환에 의해서 유동이 형성되며, 비파단회로의 경우는 증기발생기에서의 열교환에 의한 이상자연순환에 의해서 유동이 형성되어 파단회로의 경우는 60~150초 사이에 비파단회로의 경우는 20~650초 사이에 수평성층유동이 발생하고 이후에는 Bubbly 유동영역(Flow Regime)과 수평성층유동이 교대로 나타나게 된다.

열전달계수는 그림 14, 15와 같이 파단 및 비파단회로에서의 수평성층유동으로 인하여 핵연료봉은 채널내 수위에 따라 기체상과 액체상에 부분적으로 위치하게 되어 열전달계수가 위치에 따라 상이하게 나타난다. 한편 핵연료 온도분포는 그림 16과 같이 비파단회로의 경우는 비상노심냉각수가 주입되지 않고 증기발생기에서의 열교환에 의한 자연순환에 의해 열제거가 이루어지면서 300~640초 사이에 기포율이 0.05~0.25의 값을 유지하며 변하기 때문에 그룹 1은 기체상에 나머지 그룹은 액체상에 노출되어 그룹 1의 핵연료봉의 온도가 나머지 그룹의 핵연료봉에 비해 높게 나타났다. 이에 비해 파단회로의 경우 비상노심냉각수 주입에 의한 강제순환유동으로 열제거가 이루어지며 60~140초 사이에 기포율이 0.7~0.9 값 사이에서 변하기 때문에 그룹 5는 액체상에 노출되고, 나머지 그룹은 기체상에 노출되어 그림 17과 같이 그룹 5의 핵연료의 온도가 나머지 그룹의 핵연료봉보다 낮게 나타났다.

## 단일채널 상세해석

월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서[3]에서는 단일채널 분석을 하기 위해서 95개를 하나로 평균한 단일평균채널에서의 계산값을 가지고 입구모관 및 출구모관에서 경계조건을 사용하여서 단일채널에서 해석을 수행하였다. 본 연구에서는 전체계통에서 채널 1, 2, 3은 단일평균채널을 사용하고 채널 4에서는 입구모관에서 최소임계출력비(CPR : Critical Power Ratio)를 가지는 임계채널(O6 채널)[4]에 대한 단일채널과 나머지 94개의 칼란드리아관을 평균한 평균채널을 병렬형태로 나누어져서 각각 분리된 상태에서 출구모관으로 들어가도록 모사하여 단일평균채널에서의 결과값을 모관 경계조건에 사용하면서 오는 불확실성을 제거하며, 모관에서의 경계조건 뿐만 아니라 핵연료채널 입·출구에서의 경계조건도 구할 수가 있어 3차원 상세해석시 경계조건으로 이를 활용할 수 있다.

해석시 단일채널(O6 채널)의 출력은 7.3MW, 기타 94개 채널에 대해서는 250.575MW를 적용하였다. 평가결과 과도상태시 단일채널의 핵연료 피복관 온도 및 도달시간을 월성

2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서의 해석결과와 비교한 결과 표 4와 같이 잘 일치하는 것을 확인하였다. 단일채널의 핵연료 피복관 온도 및 압력관 온도는 그림 18, 19와 같이 핵연료 피복관 온도가 평균채널보다 더 높게 나타났으며, 압력관 온도의 경우 약 10초 동안 600℃ 이상을 유지하여 압력관의 변형이 발생하는 것으로 나타났다.

### 3. 결론

가동중 중수로의 안전성 평가체제 수립의 일환으로 중수로 계통 열수력 검증평가코드인 RELAP/CANDU의 개량화를 위하여 평가모델 개선과 안전현안에 대한 평가방법론을 개발중에 있으며 본 연구에서는 중수로 원전의 안전현안인 등급 IV 전원상실사고에 대한 안전성 평가와 함께 핵연료 온도를 실제현상에 유사하게 모사하기 위한 모델개선과 임계경로(Critical Pass)에 대한 단일채널 모델을 개발 적용, 평가한 결과 다음과 같다.

- (1) 해석결과 일차측의 전반적인 거동과 핵연료 피복관 온도의 예측에 있어서 최종안전성분석보고서의 안전해석에 사용된 CATHENA 코드 해석결과와 비교적 잘 일치하였다.
- (2) 핵연료봉 가열모델은 실제 CANDU형 핵연료채널의 유동양상이 수평성층유동시 적절한 평가모델임을 확인하였다.
- (3) 핵연료 피복관 온도 및 압력관 온도는 관련 규제요건을 만족하는 것으로 나타났으나 임계채널의 경우 압력관의 경우 충분한 여유도를 확보하고 있지 못한 것으로 나타났다.
- (4) 파단회로의 임계경로의 고출력채널 단일채널 평가결과는 월성 2, 3, 4호기 사고해석 결과와 유사하여 신뢰성이 확인되었으며, 기존 설계 방법론에 비해 신뢰성을 제고할 수 있었다.

향후 중수로 안전성 평가체제 개선을 위해서는 아래 사항들이 지속적으로 보완되어야 할 것이다.

- (1) 원자로 헤더 내에서 수평성층유동이 형성될 때 헤더에서 피더관으로의 상분리 현상에 대한 모델 개선이 필요하다.
- (2) 기포반응도에 따른 노심출력 불균형을 정확히 모사하기 위하여 3차원 노심출력 해석코드의 개발 및 연계가 필요하다.
- (3) 감속재의 열침원 기능을 반영할 수 있도록 압력관에 대한 변형모델 개발이 필요하다.

표 1. RELAP/CANDU 코드 계산에서 사용된 주요 트립 신호

트립	비고
LOCA signal	Pressure of max(min(OHD),min(IHD)) < 5.25MPa
Loop isolation trip signal	LOCA signal
Turbine trip signal	LOCA signal + 5sec [delay time]
MSSV valve open signal	LOCA signal + 30sec [delay time]
등급 IV 전원상실 신호	Turbine trip signal
Pump trip signal	등급 IV 전원상실 신호
주급수펌프 trip signal	등급 IV 전원상실 신호
보조급수펌프 작동 signal	등급 IV 전원상실 신호 + 180sec [delay time]
고압안전주입 개시 signal	Pressure of max(min(OHD),min(IHD)) < 3.62MPa
고압안전주입 종료 signal	Accumulator liquid level < 0.5m
중압안전주입 개시 signal	Accumulator liquid level < 1m
중압안전주입 종료 signal	Integrated medium pressure injection flow < 200m <sup>3</sup>
저압안전주입 개시 signal	중압주입유량 종료 signal

표 2. 계통모델에 대한 초기조건 (103% 출력)

변수	RELAP/CANDU	CATHENA
RIH 압력 [MPa(a)]	11.414	11.355
RIH 온도 [K]	541.22	540.63
ROH 압력 [MPa(a)]	10.045	10.02
ROH 온도 [°C]	583.8	583.5
ROH 유량 건도 [%]	4.661	4.678
펌프흡입구 압력 [MPa(a)]	9.60	9.581
냉각재펌프 압력차 [MPa(d)]	1.79	1.799
노심 유량 [kg/sec]	1900.4	1897.5
경로당 핵연료 출력 [MW]	527.875	527.875
가압기 수입 [m]	11.49	12.47
증기드럼 압력 [MPa(a)]	4.80	4.69
증기드럼 온도 [K]	534.49	533.23
총 증기유량(터빈) [kg/sec]	1060.1	1018.
총 급수유량 [kg/sec]	1064.0	1061.
급수 온도 [K]	459.	459.
증기발생기내 재순환비 (하강관재순환유량/증기유량)	5.06:1	5.09:1

표 3. 등급 IV 전원 상실시 열수송계통 입구모관 35% 파단사고 추이

동작 내용	RELAP/CANDU	CATHENA
입구 급수모관 35% 파단 (채널 4, IHD8)	0.0sec	0.0sec
원자로 정지 신호	0.43sec	0.43sec
냉각재 상실사고 신호 (열수송계통 회로 격리 개시)	8.75sec	8.57sec
등급 IV 전원상실 (냉각재펌프 및 주급수펌프 트립)	13.77sec	14.0sec
피복관 최고온도 도달	17.41sec (1302.4K)	16.53sec (1300K)
열수송계통 회로 격리 완료	28.75sec	28.57sec
고압안전주입 개시	29.75sec	43.5sec
증기발생기 급냉 시작	38.76sec	38.57sec
보조급수펌프 작동	193.77sec	194.0sec
중압주입 개시	289.7sec	305.07sec
고압안전주입 종료 완료	326.02sec	322sec
저압안전주입 개시	642.06sec	685sec
중압안전주입 종료 완료	662.06sec	702sec
계산 종료	900sec	900sec

표 4. 단일채널(O6 채널)에 대한 초기조건 및 과도상태시 피복관 최고온도

구 분	RELAP/CANDU					CATHENA O6 channel
	Ch. 1	Ch. 2	Ch. 3	Ch. 4		
				94 Cals.	O6 channel	
입구모관압력[MPa]	11.41	11.41	11.41	11.42		11.4
입구모관 기체엔탈피[J/kg]	2.502	2.502	2.502	2.502		2.50
입구모관 액체엔탈피[J/kg]	1.132	1.132	1.132	1.132		1.13
입구모관 기포율	0.	0.	0.	0.		0.
출구모관압력	10.04	10.04	10.05	10.04		10.0
출구모관 기체엔탈피[J/kg]	2.528	2.528	2.528	2.528		2.53
출구모관 액체엔탈피[J/kg]	1.354	1.354	1.354	1.354		1.35
출구모관 기포율	0.3725	0.3703	0.3697	0.3715		0.373
핵연료출력[MW]	527.875	527.875	527.875	520.575	7.3	7.3
채널유량[kg/sec]	1901.2	1899.5	1898.4	1878.0	24.281	24.1
최대피복관온도[K] (도달시간[sec])	603.43 (1.0)	603.32 (1.0)	851.10 (5.0)	1298.2 (17.0)	1577.75 (14.0)	1581 (16.0)



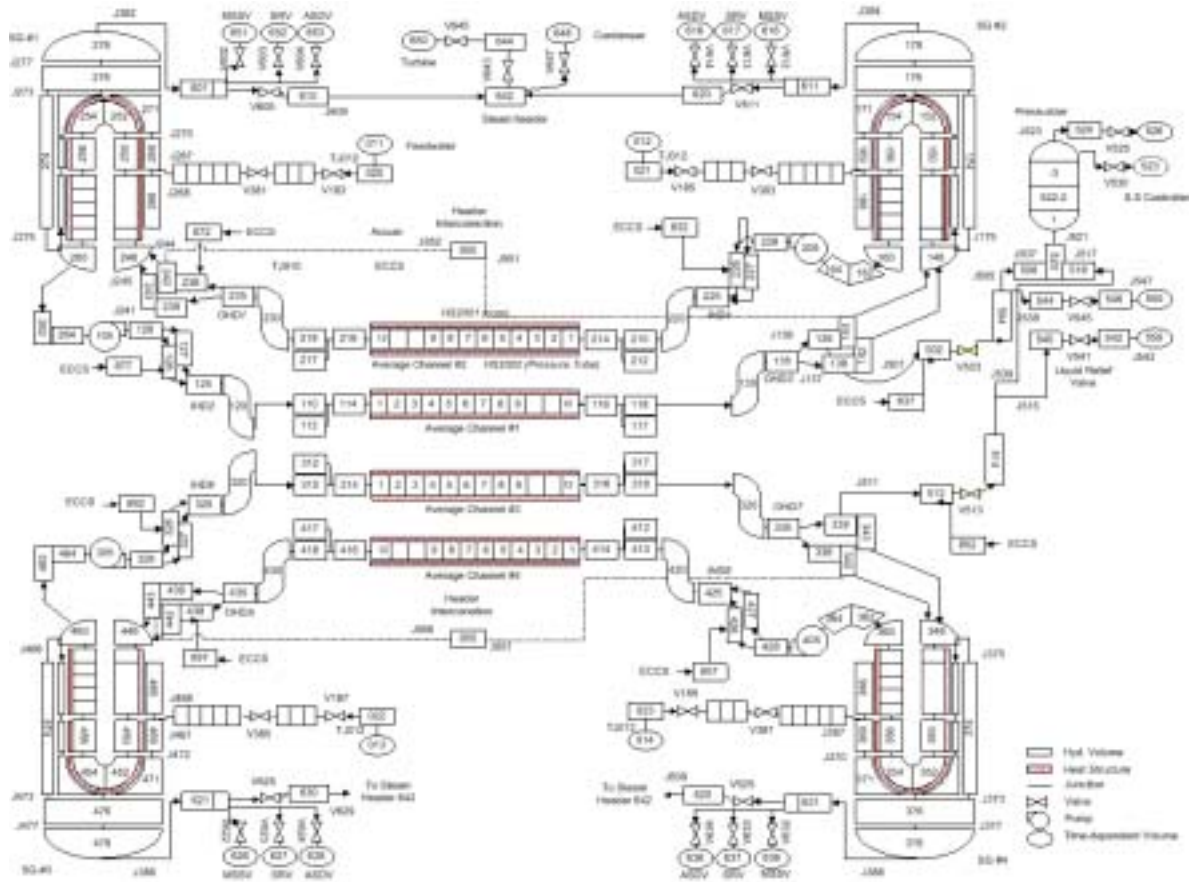


그림 1. CANDU 계통 모사모형

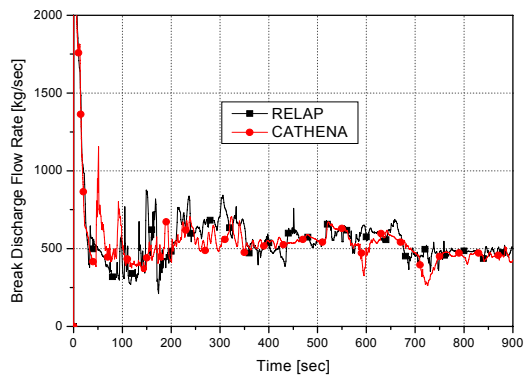


그림 2. 파단방출유량

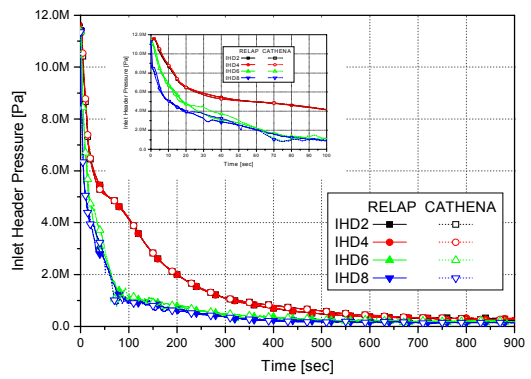


그림 3. 입구모관 압력

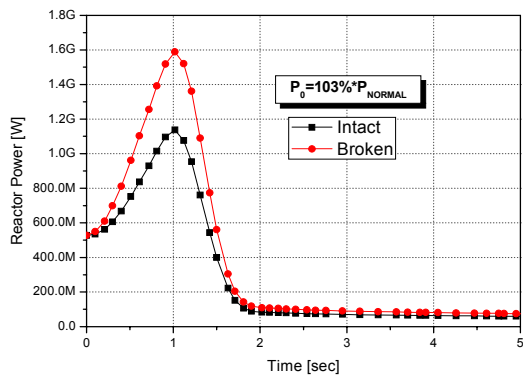


그림 4. 파단 및 비파단회로의 원자로 출력

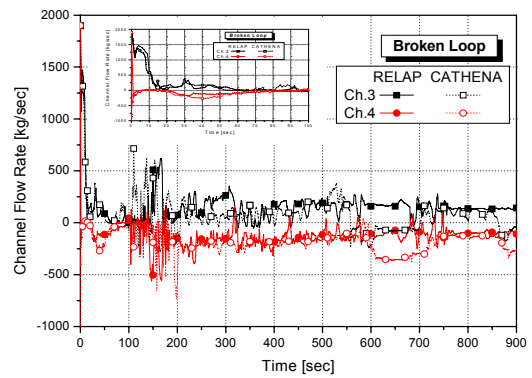


그림 5. 파단회로내 채널유량

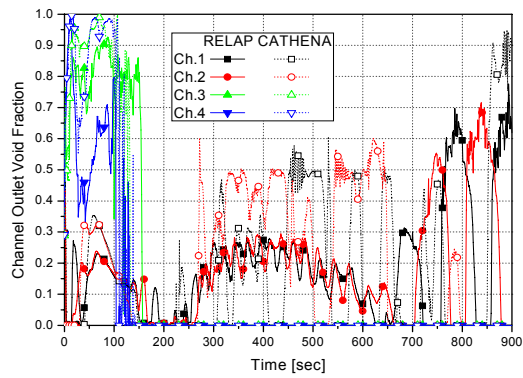


그림 6. 출구모관 기포율

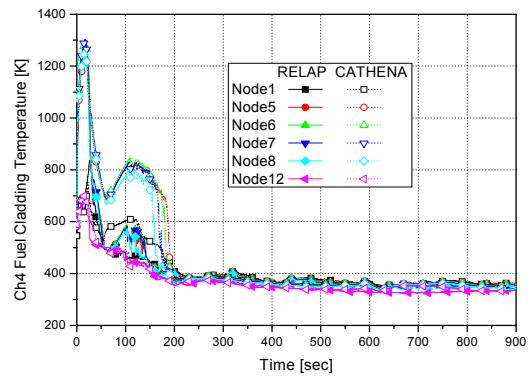


그림 7. Ch.4에서의 핵연료 피복관 온도

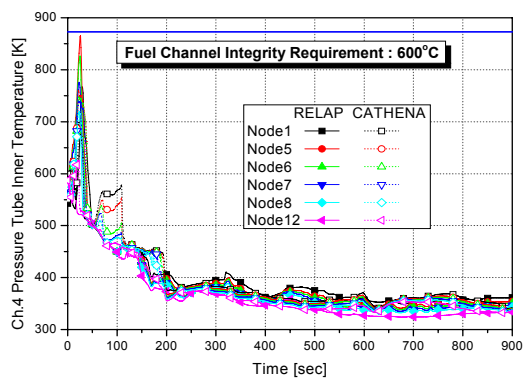


그림 8. Ch 4에서의 압력관 온도

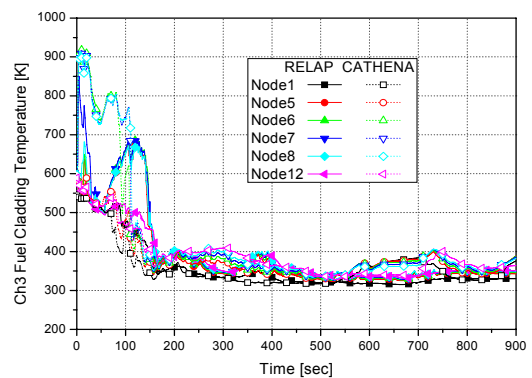


그림 9. Ch.3에서의 핵연료 피복관 온도

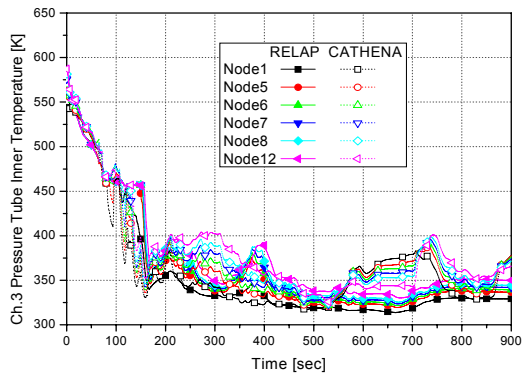


그림 10. Ch. 3에서의 압력관 온도

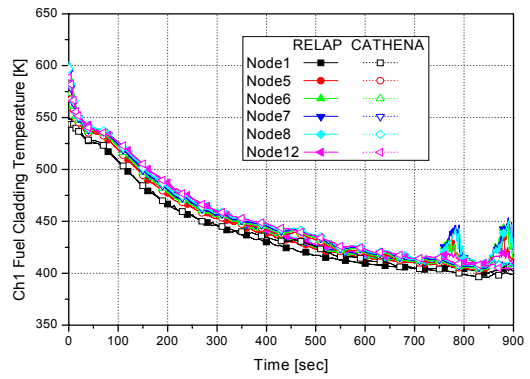


그림 11. Ch. 1 핵연료 피복관 온도

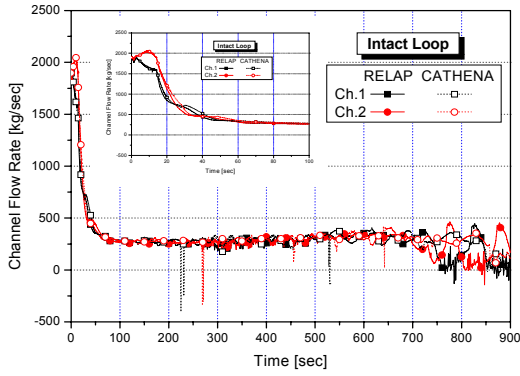


그림 12. 비파단회로내 채널 유량

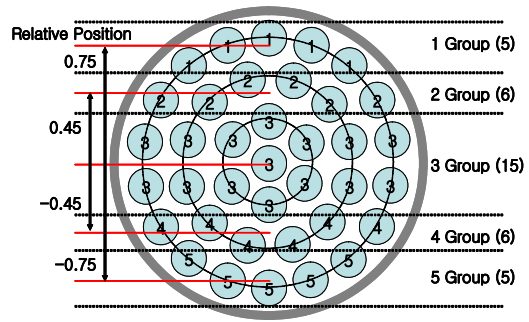


그림 13. CANDU 핵연료봉 모델

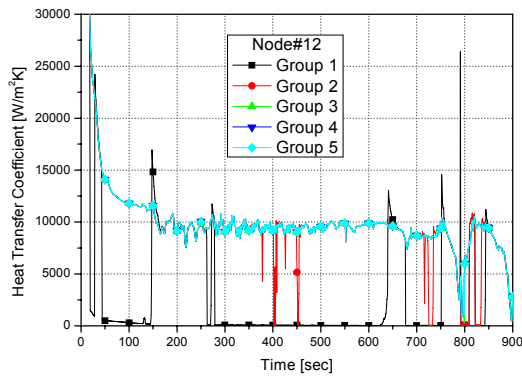


그림 14. 비 파단회로에서의 열전달계수

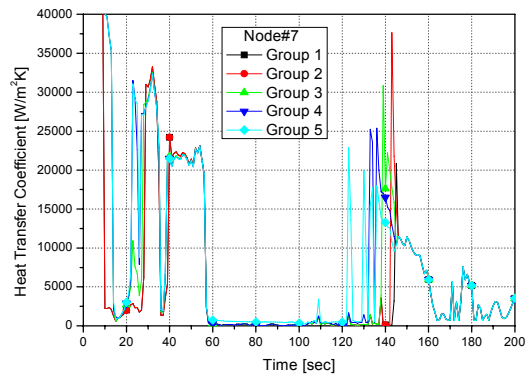


그림 15. 파단회로에서의 열전달계수

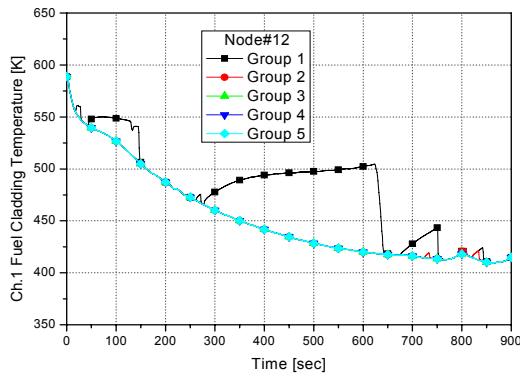


그림 16. Ch.1에서의 핵연료피복관온도

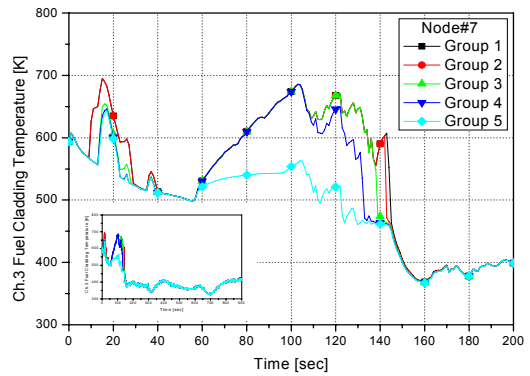


그림 17. Ch.3에서의 핵연료피복관온도

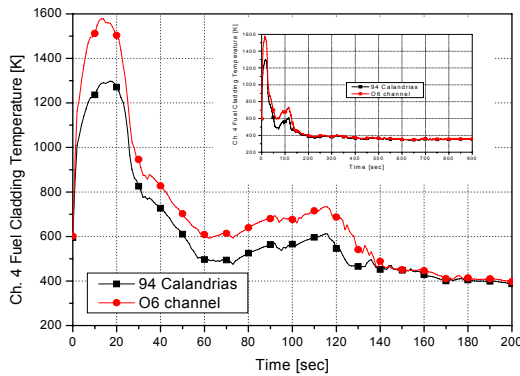


그림 18. Ch. 4에서의 핵연료 피복관 온도

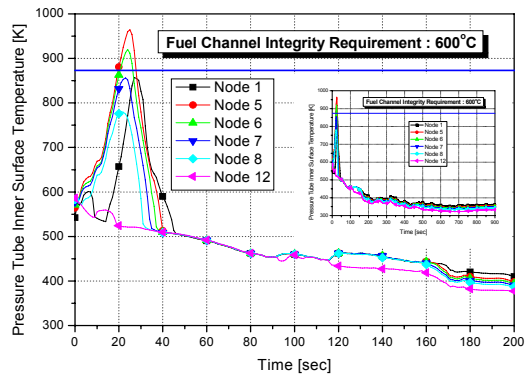


그림 19. O6 채널에서의 압력관 온도

## 참고문헌

1. 정법동 외, “중수로 열수력 안전해석 최적 검증 코드 개발(Development of Best Estimate Auditing Code for CANDU Thermal-Hydraulic Safety Analysis)”, KAERI/CR-129/2002, 2002. 4
2. CNSC, “Requirements for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants”, AECB Regulatory Document R-8, 1991 2.
3. 한국전력공사, “월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서(FSAR)”, 한국전력공사, 2001. 4
4. E. E Merlo and A. Chan, “Critical Channel Power Assessment: Gentilly-2 and Point Lepreau”, TTR-289, Part 2, 1991 April