

2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

CANDU- 6 원자로의 Post-Blowdown 핵연료채널 해석을 위한 CATHENA 코드 모델 개발 및 검증

이보옥, 민병주
한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150번지

요 약

비상노심냉각계통이 비가용한 상태에서 대형 냉각재배관 파단사고가 나면 중수로 노심내의 파단 부위 후방에 위치한 95개의 핵연료채널에서 냉각재가 급속히 방출되어 기포화되면서 채널 출력이 급격히 증가하는 power pulse 현상이 일어난다. 이때 원자로 보호계통의 작동으로 원자로는 트립되고, 이후 원자로출력은 급격히 잠열수준으로 떨어진다. 이 경우 핵연료채널의 안전성 적합기준은 2가지로 요약된다^[1]. 즉, power pulse 동안 핵연료의 energetic breakup에 의한 핵연료채널 건전성의 손상방지와 약 1시간에 해당하는 blowdown 및 post-blowdown 기간 동안 냉각기능이 상실된 핵연료채널의 내부 가열로 인한 핵연료 채널의 파손방지이다. 본 연구는 대형 배관파단 사고시 핵연료채널해석 코드체제를 기존의 캐나다에서 도입된 핵연료채널의 안전해석 체제인 CATHENA^[2], CHAN-II^[3] 코드 연계체제를 CATHENA 코드로 일관성 있게 통일하여 새로운 핵연료채널 해석체제를 구축함에 그 목적이 있다. 이를 위해 power pulse 및 blowdown 핵연료해석은 기존의 월성 2,3,4호기 도입시 채택된 CATHENA(ver. cat3.5brev0.exe) 코드를 이용한 해석체제를 쓰고, 반면 비상노심냉각 계통이 작동되는 시점인 사고개시 후 40초 지점에서부터 1시간에 이르는 시점까지에 해당하는 post-blowdown 해석은 기존의 CHAN-II 코드를 CATHENA 코드로 대체하여 해석하는 코드체제로 바꾸었다. 이를 위해 핵연료채널의 post-blowdown 해석에 사용할 CATHENA 핵연료채널 부수로 모델을 기존 미완성모델로부터 개발하여 시범해석을 수행

하여 결과의 타당성을 입증하였다. 이를 위해 사고개시 40초경을 경계로 구분되는 2단계의 해석을 연결시키는 processing program을 개발했으며, 이를 이용한 post-blowdown 해석을 6개의 특성채널에 대해 수행, 만족할 만한 결과를 얻었다. 또한 이를 이용한 원자로내 파단된 루프에 속한 모든 채널에 대해 blowdown 및 post-blowdown 해석을 수행하여 결과를 종합한 결과, 기존의 월성 2,3,4호기 결과와 거의 유사한 결과를 얻어 본 해석체제 교체작업의 타당성을 잠정적으로 입증할 수 있었다. 본 새로운 해석체제의 검증을 위해 post-blowdown 실험인 CS28-1^[4]에 대한 CFX 해석 모델을 개발하고 있으며, 이의 검증을 통해 기존 37-봉 기준핵연료 장전 채널의 post-blowdown 해석 검증용 benchmark 문제도 생산할 계획이다.

Abstract

In case of Large LOCA without ECC in CANDU-6 reactor those 95 fuel channels at the downstream of the break, called critical core pass, will undergo a severe loss of coolant and significant channel voiding and experience a rapid power excursion stopped by a prompt reactor trip, so called power pulse phenomenon. In this case the acceptance criteria of fuel channel design is summarized to two points. The prevention of the fuel channel integrity impairment by abrupt fuel breakup during power pulse. And the prevention of the impairment of the pressure tube integrity by overheating of the fuel channel during post-blowdown period. One most probable way of jeopardizing the fuel channel integrity is the dryout of the calandria tube due to the contact of pressure tube and calandria tube. The objective of this study is to develop a new fuel channel safety analysis system covering both the blowdown analysis including the power pulse and the post-blowdown analysis with the same safety analysis code, CATHENA in a consistent way. This new safety system for fuel channel analysis is better than the previous one which use CATHENA for the blowdown analysis and CHAN-II for the post-blowdown analysis in many respects, such as consistency in the computer code as well as the modeling methods, reducing the area of uncertainties in the modeling and calculation. For this aim the existing CATHENA subchannel fuel channel model for post blowdown analysis has been modified, and improved, and a processing program that conveys all the final status of the fuel channel at the end of blowdown analysis to the post-blowdown analysis as the initial condition has been developed, and tested for its proper implementation for the intended purposes. The results obtained so far for the whole blowdown- post-blowdown analysis for the representative fuel channels shows good agreement to the previous ones for Wolsong 2,3,4, and shows a consistent performance in overall.

For the validation of this new system an independent study for developing CFX model for a fuel channel post-blowdown experiment, CS28-1, is being

carried out and based on the success of this study a benchmark problem for the post-blowdown fuel channel analysis for the 37-element standard fuel will be generated.

1. 서론

중수로 일차열전달계통의 안전해석에 사용되는 CATHENA코드를 이용하여 비상노심 냉각계통이 작동 못하는 경우에 발생한 대형 냉각재배관 파단사고시 핵연료채널의 건전성을 확인하기위해 핵연료채널의 과도현상을 해석하는 업무는 핵연료채널내의 압력이 대기압 근처까지 떨어지는 시점인 40초 전후로 blowdown fuel channel analysis와 post-blowdown channel analysis로 나뉜다. Blowdown fuel channel analysis는 사고개시 시점부터 40초까지 수행되며, 핵연료채널을 수력학적으로 단일채널로 모사한 단일채널 모델내에 핵연료봉의 출력수준에 따라 수개의 그룹으로 나뉜 대표 핵연료봉들이 위치한 핵연료 채널모델로 구성되어있다. 반면에 사고개시 40초 후 부터 약 1시간동안 비상노심냉각수가 공급되지 않는 거의 채널내 유동 정체상태에서 핵연료 및 압력관이 어떤 과도상태를 겪게 되는지를 규명하는 해석이 post-blowdown fuel channel analysis이다. 후자의 경우 핵연료내에서 생산되는 decay power를 채널내 유동이 적절히 냉각시켜 줄 수 없으므로 핵연료 온도가 점차 상승하여 1000°C 이상까지 오르며 이 상태에서 주된 열제거 기구(mechanism)는 채널을 채우고 있는 수증기를 통해 낮은 온도의 압력관과 칼란드리아관으로 배출되는 복사 열전달이다. 이러한 복사 열전달을 효과적으로 해석하기위해서는 채널내에 위치한 핵연료봉과 압력관, 칼란드리아관 간의 상호작용을 공간 분포적으로 해석할 필요가 있으며, 이를 위해 수력학적으로 단일채널보다는 다중 부수로 채널로 채널내의 열전달 현상을 모사하는 것이 훨씬 바람직하다. 따라서 이를 위한 채널 해석모델은 수력학적으로 단일 채널로 핵연료채널을 모사하는 blowdown 해석모델보다 기하학적으로 훨씬 더 상세한 해석모델을 필요로 한다.

본 연구는 대형 배관파단사고시 핵연료채널해석 코드체제에 있어서 기존의 캐나다에서 도입된 핵연료채널 안전해석 체제인 CATHENA, CHAN-II 연계해석체제를 CATHENA코드로 일관성있게 통일하는 새로운 핵연료채널 해석체제 및 관련 해석방법론을 구축함에 그 목적이 있다. 이를 위해 power pulse 및 blowdown 핵연료해석은 기존의 월성 2,3,4호기 도입시 채택된 CATHENA코드를 이용한 해석체제를 쓰고, 반면 비상노심냉각 계통이 작동되는 시점인 사고개시 후 40초 지점에서부터 1시간에 이르는 시점까지에 해당하는 post-blowdown해석은 기존의 CHAN-II코드를 CATHENA코드로 대체하여 해석하기위해, 이에 필요한 CATHENA용 새로운 부수로 핵연료채널모델을 개발, 시범검증하여 이에 근거한 CATHENA 해석코드체제로 바꾸었다. 또한 이러한 작업의 효율성을 위해 수작업으

로 수행해야 했던 두 해석 모델 간 정보전달을 자동적으로 할 수 있는 연계프로그램을 개발하여, 시범계산을 수행했으며, 그 타당성을 기존 월성 2,3,4호기 해석결과와 비교하여 입증하였다.

2. Blowdown 해석모델

Blowdown fuel channel analysis는 사고개시 시점부터 40초까지 수행되며, 핵연료채널을 수력학적으로 단일채널로 모사한다. 이 단일채널 내에 37개의 핵연료봉을 각각 따로 모사하지 않고, 봉 출력 및 높이 수준에 따라 10개의 그룹으로 나누어 각 그룹별로 대표 핵연료봉을 가정, 이런 핵연료봉이 수개가 함께 있다고 모사하고, 복사열전달 모델의 경우 개개 봉의 위치에 따라 핵연료와 압력관, 압력관과 칼란드리아관 간의 복사열전달 모델을 모사하여 전체 핵연료 채널모델을 구성하였다.

Solid structure model은 압력관, 칼란드리아관, 핵연료 봉을 포함하고, 보조 열전달 모델은 복사모델, 고체-고체간 열전도모델, 핵연료채널 변형모델 등으로 구성되어있다. 각 핵연료 봉은 반경방향으로 4개 영역- UO_2 핵연료, 갭, 지르코늄 튜브, 산화지르코늄막-으로 나뉘어있다. 압력관과 칼란드리아관은 각각 반경방향으로 11개, 3개 원주방향으로 6개, 6개로 나뉘어있다.

원자로 노물리해석과 연계하여 수행되는 일차열전달계통(PHTS) 회로해석 및 Fuel Channel Blowdown해석에서 결과물로 계산되어 Fuel Channel Post-blowdown해석에 입력으로 전달되는 해당 채널의 주요 상태변수는 아래와 같다.

- 일차열전달계통 주요 상태조건: 입,출구 헤더 과도조건, 해당채널 power pulse 및 과도출력, 해당 채널내 장전 핵연료다발의 축방향 출력분포 및 다발내 봉별 출력비, 해당채널 및 핵연료 다발의 기하학적 자료, 핵연료 채널 내 각 부수로의 기하학적 자료 등)
- Blowdown 계산 말기 조건 (각 핵연료 온도, 압력관 온도, 칼란드리아관 온도, 채널내 임의 축방향 위치에서의 2상 냉각재 온도, 밀도, 속도 및 압력, 채널 입구 냉각재 주입율 등)

3. Post-blowdown 해석모델

본 해석은 blowdown으로 인해 채널 내 냉각수재고가 거의 고갈됨으로 인해 재개되는 핵연료와 압력관의 가열이 시작될 때부터 시작된다. 이 시점에서 CATHENA circuit 해석의 결과로 얻어지는 채널의 유량이 점점 더 불확실해져 그 값의 정확성을 신뢰할 수 없게 됨에 따라 더 이상의 결정론적인 해석을 중지하고, parametric analysis로 전환한다. 따라서 주어진 온도의 증기가 일정유량으로 해당 채널에 유입된다고 가정하여 parametric study를 수행한다. 이때 유입유량의 값을 변화시켜가며 핵연료온도를 최대 로 예측하고, 핵분열생성물의 누출량과 수소발생량, 그리고 감속재로의 열전달율을 최대 로 만드는 증기유입 유량을 찾는다.

본 Post-blowdown fuel channel 해석은 사고 개시 40초 후 부터 약 1시간동안 비상노심냉각수가 공급되지 않는, 채널내 유동이 거의 정체상태에서 핵연료 및 압력관이 어떤 과도상태를 겪게 되는지를 조사하는 해석이다. Blowdown해석 종료시점에서의 핵연료, 압력관, 그리고 칼란드리아관의 온도 및 압력관 반경방향 스트레인과 압력관 압력이 본 해석의 초기조건으로 사용된다. 본 해석은 CATHENA로 수행되며 질칼로이/증기 반응율을 최대화하는 최악의 증기유량조건과 증기 및 수소유동에 의해 제거되는 열을 최소화시키는 그리하여 핵연료 최고온도와 최대 수소생성을 초래하는 증기유입량을 결정하는 민감도분석 성격의 해석이다. 따라서 본 해석을 통해 격납용기로 방출되는 수소 source를 계산하고 핵연료와 압력관의 온도 그리고 압력관 변형으로 인한 PT/CT contact으로 생기는 감속재로의 급격한 열전달율도 얻어진다.

본 핵연료채널해석의 상세모델은 아래와 같다.

- 1) 각 핵연료 봉은 반경방향으로 4개 영역- UO_2 핵연료, 갭, 지르코늄 튜브, 산화지르코늄막-으로 나뉘어있다. 압력관과 칼란드리아관은 각각 반경방향으로 6개, 5개 원주방향으로 8개, 8개로 나뉘어있다.
- 2) 압력관의 sagging 조건에 해당되는 온도기준을 사용하여 압력관의 축방향 변형률을 고려한다. 대규모의 sag 실험결과에 의거 결정된 $850^{\circ}C$ 를 압력관 sag contact의 기준으로 삼는다.
- 3) 압력관과 칼란드리아관간의 contact conductance는 sag contact의 경우 $6.5 \text{ kW}/(\text{m}^2\text{K})$,

압력관의 ballooning contact의 경우 $11 \text{ kW}/(\text{m}^2\text{K})$ 을 가정하여 사용한다.

- 4) 복사열전달은 본 해석 이전에 수행된 핵연료 Blowdown 해석 결과로 얻어진 핵연료압력관 변형에 의거한 핵연료관 및 핵연료다발의 기하학적 구조의 변화를 반영하여 새로이 계산한 radiation view factor matrix를 사용하여 계산된다.
- 5) 한편 본 해석 시 변형되는 압력관의 기하학적 구조의 소성변형은 이에 따른 radiation view factor matrix 계산 및 이후의 복사열전달 계산모델에의 반영상 어려움으로 인해 본 해석에 반영되지 않는다.
- 6) Zircaloy-steam 반응율의 계산에는 Urbanic/Heidrick 상관식이 쓰인다.
- 7) 입구측 증기유입량은 모든 post-blowdown 핵연료채널 해석에 가장 비관적인 결과를 내는 증기주입률인 10 g/s 를 사용한다. 이 유량은 Zircaloy-steam 반응율에 기여하기엔 충분히 크지만 증기를 통해 효과적으로 핵연료를 냉각하기엔 충분히 적은 유량으로 판단된다.

4. Blowdown 및 Post-blowdown 핵연료채널 해석

가상적인 비상노심냉각계통이 고장난 상태에서 발생한 입구측 헤더 35% 파단 사고를 본 해석의 대상 시나리오로 선정했다. 선정이유는 출구측 헤더 100% 파단사고나 1차 열전달계통의 냉각재 펌프 입구측 55% 파단사고 등의 다른 대형파단사고는 냉각재 압력이 급격히 떨어지는 반면 본 사고 시나리오는 냉각재압력이 파단 개시후 20초까지도 30-40기압 정도로 유지되므로 압력관/칼란드리아관의 접촉이 상당히 많이 일어나기 때문이다. 이 경우 가장 비관적인 입구 증기유입률인 10g/s 가 가정되었다. 본 blowdown 및 post-blowdown 해석에 사용된 핵연료 채널의 제반 특성과 채널 출력별 그룹핑, 그리고 각 그룹의 출력분포 특성, 해석의 결과로 채널 열출력의 수준에 따라 분류한 6개 채널 그룹 중 4개의 고출력 채널인 O-06, S-10, L-03, G-05 채널 PT/CT 접촉시점과 축방향 핵연료다발 위치, 그리고 그때의 최대 핵연료 온도가 표 1 - 4에 정리되어 있다. 또한 그림 1에는 Blowdown 해석용 채널모델이, 그림 2에는 Post-blowdown 해석용 핵연료채널모델, 그림 3에는 Post-blowdown 해석용 채널의 수력학적 모델이, 그림 4에는 부수로 채널 모델들의 nodalization이, 그림 5에는 가장 출력이 높은 채널인 O-06 채널의 6번째 축방향 다발지점에서의 각 환별 핵연료 온도, 압력관 온도가 그려져 있다. 그림 6에는 같은 다발위치에서의 금속-증기 반응으로 인한 열생성과 증기에 의한 열제거율, 그리고 금속 재료의 열전달율이 그려져 있다. 그림 7 및 그림 8에는 파단 부위 후단에 위치한 core

critical pass에 속한 95개 핵연료채널에서 blowdown 및 post-blowdown기간동안에 감속재로 전달된 전체 열전달율을 보이고 있다. 그림 8에서 사고 초기에 나타난 뽀족한 첨두 열전달은 그림 7에 나타난 사고 개시 후 20-40초간에 일어난 집중적인 PT/CT접촉으로 초래된 첨두형의 열전달율을 압축된 시간대에 표시한 결과로 생긴 peak이다. 위와같은 post-blowdown해석을 상기된 6개의 특성채널에 대해 수행, 만족할 만한 결과를 얻었다. 또한 이를 이용한 원자로내 파단된 루프에 속한 모든 채널에 대해 blowdown 및 post-blowdown해석을 수행하여 결과를 종합한 결과, 기존의 월성 2,3,4호기 결과^[5]와 거의 유사한 결과를 얻어 본 해석체제 교체작업의 타당성을 잠정적으로 입증할 수 있었다.

5. 결 론

본 해석 결과를 기존 월성 2,3,4호기 안전성분석결과와 비교해본 결과 PT/CT 접촉시간대나 감속재로의 첨두 열전달율 등 면에서 적절한 값틀임을 확인할 수 있었다. 이러한 결과로부터 본 연구에서 개발된 blowdown 및 post-blowdown의 2단계 해석을 연결시키는 processing program이 의도대로 작동함을 확인하였고, 새로이 개발된 CATHENA용 Post-blowdown해석 모델이 만족할 만한 결과를 내고 있음을 확인하였다. 이의 검증작업은 계속 진행중이다.

후 기 (Acknowledgement)

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다. 또한 본 연구를 수행함에 많은 도움을 주신 학생과 한국 전력기술주식회사의 최종호부처장님과 문복자씨, 그리고 원자력연구소 김형태박사께 깊은 감사를 드립니다. 특히 연계프로그램 개발에 참여한 이화여자대학교 유경미 학생에게 깊은 감사를 드립니다.

참고문헌

- (1) Fuel Channel Analysis for Loss-of-Coolant Accident (LOCA), AB, Wolsong NPP 2,3,4, 86-03500-AB-018, Rev 0, D.J. Oh, 1993. 8. KAERI.
- (2) Hanna, B.N., Editor, "CATHENA MOD-3.2n Theoretical Manual", AECL-WL Report; THB-CD-002, 1989, November.
- (3) Bowslaugh, D., "CHAN-IIA MOD 2.0: Prediction of CANDU Fuel Channel Behavior

Under Prolonged Low Flows-Program Description", TTR-490, October 1993

- (4) Q.M. Lei and et.al., "Post Test Analysis of the 28-Element High-Temperature Thermo-Chemical Experiment CS281-", Vol. 2 of Proceeding of the 4th International Conference on Simulation Methods in Nuclear Engineering, Montreal Quebec, June 1993
- (5)"Wolsong Nuclear Power Plant Units No.2/3/4 Final Safety Analysis Reports", Korea Electric Power Corporation, March 1995

표 1. 핵연료 채널 특성 자료

Geometric Constant	Value	Unit
Number of Centre Pin Elements	1	--
Number of Fuel Elements in Inner Ring	6	--
Number of Fuel Elements in Intermediate Ring	12	--
Number of Fuel Elements in Outer Ring	18	--
Fuel Pin Radius	0.00655	m
Fuel Inner Ring Radius	0 0004	m
Fuel Sheath Thickness	0.01485	m
Fuel Intermediate Ring Radius	0.0287	m
Fuel Outer Ring Radius	0.04325	m
Length of Fuel Bundle	0.04953	m
PT Internal Radius*	0.0519	m
PT Outer Radius*	0.056332	m
CT Inner Radius	0.0646	m
CT Outer Radius	0.065997	m
Length of PT or CT	5.9436	m
Emissivity of Fuel Sheaths	0.8	--
Emissivity of PT Inside Surface	0.8	--
Emissivity of PT Outside Surface	0.7	--
Emissivity of CT Inside Surface	0.325	--
Initial Thickness of ZrO ₂	0.000001	m
Fuel-to-Sheath Heat Transfer Coefficient	10000	W/(m ² K)

표 2. 각 core pass 당 대표채널 및 채널 출력그룹

채널 그룹 ID	채널출력 범위 (MW)	core pass 당 해당 채널 수	대표 채널 ID	대표적인 채널 출력 (MW)
1	7.0 - 7.3	2	O6	7.3
2	6.6 - 7.0	9	S10	7.0
3	6.0 - 6.6	37	L3	6.6
4	5.0 - 6.0	16	G5	6.0
5	4.0 - 5.0	14	B10	5.0
6	< 4.0	17	W10	4.0
-	~ 5.4	95	Average Channel	5.5566

표 3. 6개 채널출력 그룹의 축방향 출력 분포

Channel ID	Average Channel	O6	S10	L3	G5	B10	W10
Power(MW)	5.5566	7.3	7.0	6.6	6.0	5.0	4.0
1(inlet)	0.231	0.01531	0.0235	0.0211	0.0228	0.0195	0.0172
2	0.570	0.05563	0.0576	0.0535	0.0562	0.0505	0.0460
3	0.840	0.08489	0.0827	0.0813	0.0803	0.0793	0.0790
4	0.1026	0.10430	0.1011	0.1038	0.0941	0.1031	0.1055
5	0.1157	0.11973	0.1160	0.1195	0.1219	0.1219	0.1215
6	0.1235	0.12808	0.1238	0.1259	0.1303	0.1301	0.1305
7	0.1235	0.12808	0.1243	0.1258	0.1294	0.1302	0.01308
8	0.1158	0.11995	0.1163	0.1197	0.1215	0.1218	0.1219
9	0.1009	0.10204	0.0997	0.1024	0.0927	0.1018	0.1057
10	0.0798	0.07911	0.0791	0.0777	0.0766	0.0762	0.0789
11	0.0528	0.04983	0.0539	0.0498	0.0527	0.0474	0.0458
12(outlet)	0.0213	0.01305	0.0220	0.0195	0.0215	0.0182	0.0172

표 4. PT/CT Contact Results During the Blowdown Period for the Critical Pass of 35% RIH Break with Loss of ECC Injection

Channel Power [MW]	PT/CT Contact Time[s]	Bundle Location	Max.PT Temp.[°C] at Contact Time	Internal Pressure at Contact Time [Map(a)]
O-06 채널 [7.3]	21.3	5	809.6	4.0
	21.9	6	812.7	4.0
	22.2	7	808.1	3.9
	22.7	4	805.8	3.9
	25.1	8	780.2	3.7
	25.7	3	801.4	3.7
	31.2	2	789.2	3.3
S-10 채널 [7.0]	24.1	5	802.0	3.8
	25.0	6	790.8	3.7
	25.1	4	797.7	3.7
	26.5	7	777.4	3.6
	28.0	3	794.2	3.5
	34.0	2	776.3	3.2
L-03 채널 [6.6]	24.3	6	803.7	3.8
	24.6	5	804.5	3.8
	24.7	7	796.9	3.8
	26.7	4	799.8	3.6
	28.9	8	760.7	3.5
	30.5	3	795.2	3.3
	38.4	2	782.1	2.9
G-05 채널 [6.0]	29.6	5	793.3	3.4
	30.0	6	782.2	3.4
	33.8	4	779.9	3.2
	37.5	3	764.4	3.0

그림 1. Blowdown 핵연료채널 해석용 핵연료 및 압력관 해석 모델

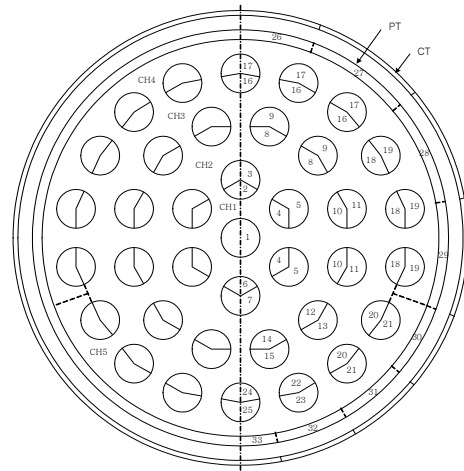


그림 2. 37-봉 기준 핵연료용 Post Blowdown 해석모델위한 핵연료 그룹핑, 고체 구조물 및 냉각재 부수로 모델

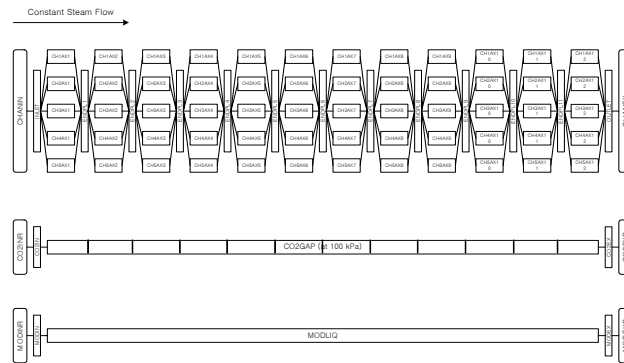


그림 3. 37-봉 기준핵연료 다발용 Post Blowdown Analysis Model의 냉각재 부수로 수력학적 노드 모델

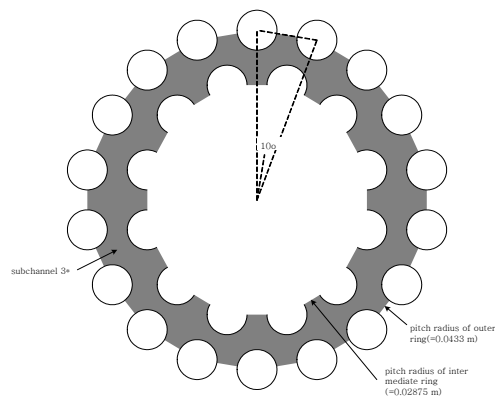


그림 4. 37-봉 기준 핵연료 장전 채널을 위한 부수로 모델

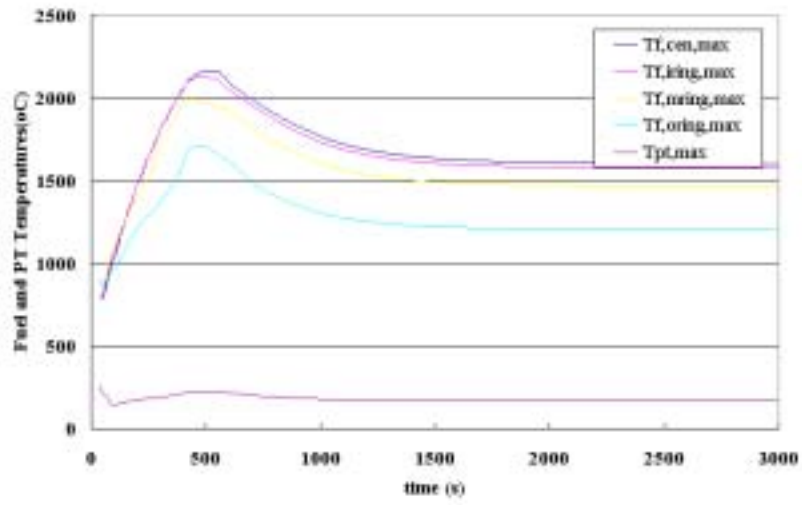


그림 5. O-06채널의 6번째 다발 위치에서의 핵연료 및 압력관 온도

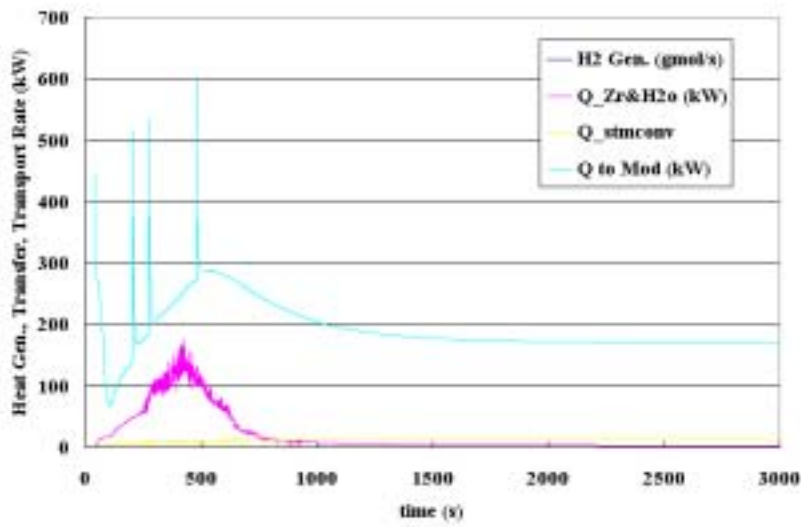


그림 6. O-06채널의 6번째 다발위치에서의 각종 열전달 및 열생성을

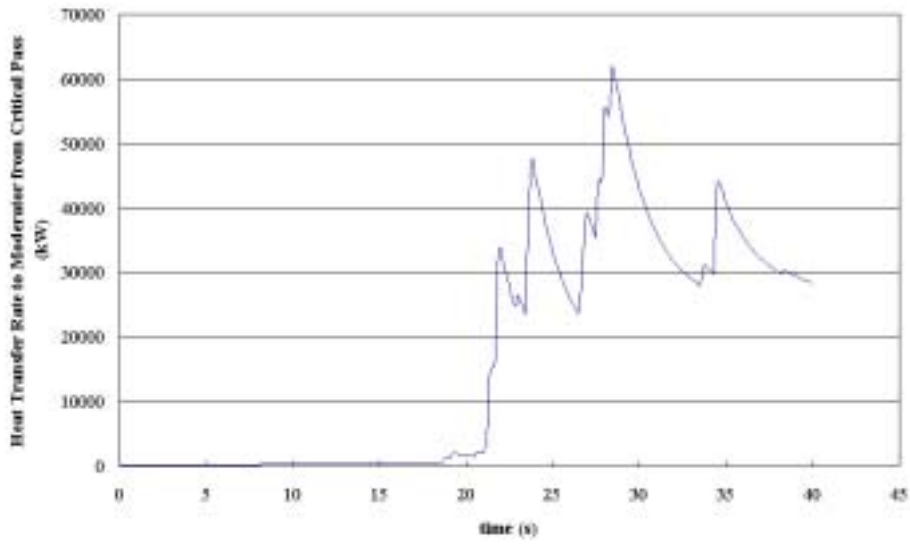


그림 7. Critical Core Pass에서 감속재로의 열전달율 (Blowdown phase)

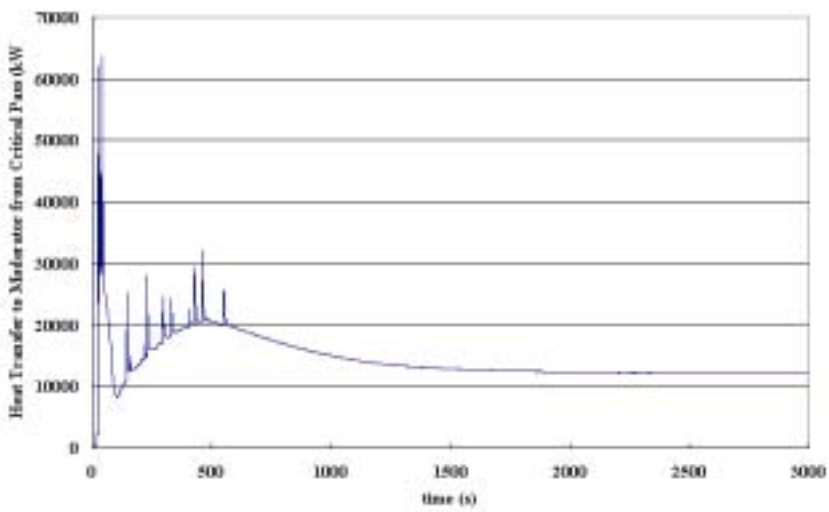


그림 8. Critical Core Pass에서 감속재로의 열전달율 (Post-blowdown phase)