2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

VIPRE 코드 KEPRI Version을 사용한 Vantage 5H 연료 노심에 대한 노심열수력 모델평가

Evaluation of Core Thermal-hydraulic Model for Vantage 5H Fuel Core Using KEPRI Version of VIPRE-01 Code

이택상, 변충섭, 이재용

전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요약

본 논문에서는 Vantage 5H 연료를 사용하는 웨스팅하우스형 3 루프 발전소에 대해 개발된 VIPRE KEPRI 버전의 노심열수력 모델 특성과 주요변수에 대해 수행된 민감도 분석 결과가 기술된다. 개발된 모델은 기존의 설계코드인 THINC에 의한 FSAR 결과로 벤치마킹을 수행하였다. 벤치마킹 수행 결과, 본 논문에서 개발된 VIPRE 모델링은 기존의 THINC 코드와 부합함을 확인하였다.

Abstract

This paper describes the characteristics of core thermal-hydraulic model using VIPRE KEPRI version for 3 loop plant of Westinghouse type loaded with Vantage 5H fuel and the results of sensitivity analysis for the main modeling parameters. The developed model was benchmarked with the FSAR results obtained from THINC code. The benchmarking analyses show that VIPRE subchannel modeling is consistent with the Westinghouse THINC code.

1. 서론

VIPRE(Versatile Internals and Component Program for REactors) 코드는 원자력 발전소의 노심 열수력 설계에 적용하기 위하여 EPRI의 지원하에 Battele Pacific Northwest Lab.에서 개발하여 USNRC 로부터 가압경수로를 위한 인허가용으로 승인 받았다[1,2]. VIPRE 코드는 원자로 보호계통의 설정치 기준을 정하기 위한 DNB 해석 및 과도상태 해석 시 DNBR 계산 그리고 몇몇 CONDITION IV non-LOCA 사고에서의 연료봉 중심 온도를 계산하는데 사용될 수 있다. 현재 VIPRE 코드는 원자로냉각재상실사고(LOCA)를 제외한 가압 경수로의 모든 과도상태에 대한 노심 열수력 해석 용 전산코드로서 미 규제기관의 승인을 받아 미국 내 여러 발전소에서 재장전 설계에 활용되고 있다.

전력연구원에서는 정부주도 중장기 과제 중 신 안전해석 기술개발 과제의 일환으로 RETRAN-VIPRE Non-LOCA 과도해석 방법론을 개발 중에 있다. 이 중 VIPRE를 이용한 노심 열수력 설계 방법론을 웨스팅하우스 원전에 적용하고자 WRB-1 및 WRB-2를 EPRI의 VIPRE-01 코드에 이식한 KEPRI HP-9000 Version을 이미 개발하였으며 본 코드의 적용성 평가를 위하여 Vantage 5H를 사용하는 영광 1/2호기 발전소를 참조로 VIPRE 노심열수력 모델을 개발하였다. 본 논문에서는 개발된 VIPRE 모델의 특성과 주요변수에 대한 민감도 분석 결과, 그리고 기존 코드인 THINC 코드 결과와의 벤치마킹 분석결과를 소개한다.

2. VIPRE 모델

PWR에 대해 노심 과도상태에 대한 설계 조건 중의 하나는 원자로 노심이 핵비등 영역으로부터의 이탈(DNB)을 막기 위해 DNB 여유도를 유지하는 것이다. DNB 여유도는 임계열유속 상관식에 의해 예측되는 임계열유속과 해당 노드에서의 국부 열유속의 비로 결정되는 핵비등이탈률(DNB Ratio: DNBR)의 식으로 정량화 되는 데 VIPRE 코드에 의해 국부 유동조건(건도, 국부 유속, 국부 열유속) 등이 계산되어지고 VIPRE에 장착되어있는 임계열유속 상관식에 의해 해당조건에서의 임계열유속을 구하고 국부 열유속의 비에 의해 DNBR이 결정된다.

VIPRE 계산을 위한 노심 경계 조건은 시스템 컴퓨터 코드, neutronics 코드 등으로부터 얻어진다. RETRAN 또는 RELAP과 같은 시스템 코드는 DNBR 계산에 원자로 냉각재 계통 압력, 노심 평균출력, 노심 유동율과 노심 입구 온도를 제공한다. neutronic 코드는 노심 출력 분포와 핵 엔탈피 상승 고온수로 인자(nuclear enthalpy rise hot channel factor : $F^N_{\Delta H}$)와 같은 정보를 제공한다. 노심 입구 온도와 유동은 분석되는 노심 조건들에 따라 균일하거나 비균일할 것이다. 출구 엔탈피는 노심 출구에서 역유동이 발생하지 않으면 필요하지 않다. 노심 출력은 연료봉을 통해 유체에 유입되는 열에너지를 정의한다. 균일한 노심 출구 압력 분포는 개방 격자 연료 조립체 설계를 위해 VIPRE 모델에서 가정한다.

PWR 노심의 VIPRE 모델링은 one-pass 모델링 접근방식에 기초하고 있다. one-pass 모델링에서 고온수로(hot channel) 및 그 인접한 채널은 자세히 모델링되는 반면 그 외의 노심은 Lumped 처리된다. VIPRE one-pass 모델링은 전통적인 multi-pass, 부수로 코드를 사용한 multi-stage 또는 cascade 모델링 접근방식을 제공한다. multi-pass 접근방식은 선행 계산으로부터 얻어진 경계 조건을 이용해 고온수로에서의 열수력 조건을 구해내는 방법으로 노심으로부터 고온수로까지 적어도 2단계 계산을 필요로 한다. multi-pass 접근방식과 비교할 때 one-pass 모델링은 좀더 효율적일 뿐만 아니라 고온수로로부터 나머지 노심까지의 모든 열수력 현상을 설명할 수 있다. one-pass 모델은 총 유동면적과 각각의 부수로의 heated/wetted perimeter를 포함하는 lumped 수로를 포함한다. lumped 수로는 수로의 전체 유동 면적에 대해 균일한 조건을 준다. VIPRE one-pass 모델링은 PWR 노심 DNB 분석에 적용되어 왔으며 USNRC에 의해 인가되어 왔다.

2.1 기하학적 형상 모델

영광 1/2호기 원자로 노심은 157개의 17×17 Vantage 5H 연료집합체로 구성되어 있으며 각 연료집합체는 264개 연료봉, 24개 제어봉 안내관, 1개의 노내 계측관으로 이루어진다[3]. 노심 열수력 분석에서 모든 노심을 자세하게 부수로를 모델링하는 것은 방대한 일이고 여유도에 있어 특별한 이득을 가져다주지도 못하기 때문에 일반적으로 설계에서는 고온 연료집합체 주변만을 자세히 모델링하고 고온수로로부터 멀리 떨어져 있는 부수로는 몇몇 연료 번들을 포함하는 Lumped Channel로 취급하며 고온연료집합체 내의 "고온수로(Hot Channel)"에서 MDNBR을 발생하도록 유동수로로 정의하는 것이 편리하다. 그런 후, MDNBR 관점에서 고온 수로의 열수력 상태를 전체 노심 중 가장 제한적인 상태로 만들어 평가한다.

그림 1은 영광 1/2호기 노심열수력 분석을 위한 1/8 노심 모델링을 보여준다. 그림 1에서 보듯이 1/8 노심 모델링은 총 14개의 채널과 16개의 연료봉으로 구성되는 데, 최소 핵비등 이탈률(Minimum DNBR : MDNBR)이 나타나는 Thimble 및 Typical Cell 주위는 실제 Cell을 배치하였고 그 외는 여러 개의 Cell을 통합한 Lumped Cell(총 4개 cell)로 모델링하였다. 그리고 채널과 마찬가지로 16개의 연료봉 중 12개는 실제 연료봉으로 4개는 Lumped 연료봉으로 모델링하였다.

VIPRE는 축의 노드 수에 민감해서 유동장과 축 출력 분포를 자세하게 분석하기 위해 충분한 노드 수가 필요하다. 특히, WRB-1 및 WRB-2와 같은 임계열유속 상관식에는 grid 위치와 같은 기하학 입력 정보가 내포되어 있어 축 노드에 매우 민감할 것으로 판단된다. 따라서, 축방향 노드 수에 대한 민감도 분석을 통하여 충분히 자세한 결과를 얻을 수 있는 노드수를 확정해야 한다. 본 연구에서는 총 46개의 노드수에 한개의 노드 사이즈는 3.5"로 정하였다.

VIPRE에서는 연료봉을 나타내기 위해 Dummy Rod 및 Conduction Rod 모델을 이용할 수 있다. VIPRE Conduction Rod 모델은 노심 출력과 국부 유체 상태에 기초하여 연료봉의 과도 온도분포와 봉 표면에서의 열속을 계산한다. 연료봉은 펠렛에서 적어도 6개의 반경방향 노드와 피복재에서 2개의 노드로 모델링 된다. Dummy Rod 모델에서는 연료봉 내에서 열전도와 온도분포는 계산하지 않고 봉 표면 열속은 입력으로 주어진다. Dummy Rod 모델은 전형적으로 정상 상태 DNBR 계산에서 사용된다. 따라서 과도상태 분석을 목표로 하지 않는 본 연구에서는 연료봉 모델로서 Dummy Rod 모델을 선택하였다.

VIPRE 모델은 감마열과 중성자 흡수로 인한 냉각재 내에서 직접적으로 발생되는 노심 출력의 일부를 설명해 준다. 안전 분석에서 원자로 출력의 상당한 부분(97.4%)은 연료봉 내에서 발생된다고 보수적으로 가정하며 출력의 나머지는 냉각재에서 직접적으로 발생된다. 안내관 튜브와 계기 튜브와 같은 가열되지 않은 봉은 부수로 기하학적 변수를 계산하는데 사용되지만 열전달은 고려하지 않는다.

2.2 출력 분포

VIPRE는 입력으로 제공되는 출력인자(Power Factor)와 기하학적 형상을 이용하여 식 (1)과 같이 각 연료봉 내의 축 노드에 평균 출력을 분포시킨다. 정상상태 Dummy Rod 모델에서 국부 봉 표면 열속은 입력 평균 출력, 반경 및 축 방향 출력 분포에 의해 구해진다. N번째 연료봉의 축 방향 z에서 열속은 다음과 같이 계산된다.

$$q''(z,N) = F_z \times F_N \times q''_{avg} \tag{1}$$

여기서, F_z = 축방향 출력인자

F_N = N번째 연료봉의 반경방향 출력인자

q''_{avg} = 사용자 입력으로 제공되는 평균 열유속

100% 출력에서 원자로심의 반경방향 출력분포는 연료 농축도와 원자로의 연료 연소도, 중성자 흡수체, 연료 장전방식 및 제어봉 위치의 함수이다. 일반적으로 반경방향 출력분포는 평균 연료봉 열출력값과 가장 높은 출력을 가진 봉을 따라 분포하는 선형적인 출력에 대한 적분값의 비로 정의되는 핵 엔탈피 상승 고온수로 인자(Nuclear Enthalpy Rise Hot Channel Factor : $F^N_{\Delta H}$)에 의해 구해진다[4].

실제 출력분포는 시간에 따라 변하기 때문에 안전분석에서는 $F^N_{\Delta H}$ 설계값을 인위적으로 증가시켜 고온 수로 주위에서 최대 봉 출력을 가지도록 보수적인 출력분포를 선택한다. 영광 1/2호기 노심의 100% 정격출력에서의 $F^N_{\Delta H}$ 설계값은 고온봉에 대해 1.59이며 100% 미만의 부분 출력의 경우 $F^N_{\Delta H}$ 는 다음 식 (2)에 의해 구해진다.

$$F^N_{\Delta H} = 1.59 \times (1 + 0.3 \times (1 - P)) \qquad (2)\ [3]$$

여기서 P는 출력분률로 정의된다.

노심 축 출력 분포는 감속재, 도플러 반응 피드백, 제논 분포, 연료 소비도, 제어봉 위치, 축 덮개(axial blanket)에 주로 영향을 받는다. 영광 1/2호기의 경우 설계 축 방향 출력분포는 최대-평균값의 비가 1.55인 Chopped Cosine 형태의 축방향 출력분포이며 노심 열적 한계치(Core Thermal Limit)를 계산하는 데 사용되고 있다. 그러나, 냉각재 유량상실, RCP 회전자 고착과 같은 Non-OTΔT 과도상태인 경우에는 또 다른 축방향 출력분포가 제한적이기도 하다. 이 경우에 대해, 영광 1/2호기는 상하부 출력편차(Axial Offset)가 6.85%인 WCAP-9500 출력분포를 사용한다[5]. 그리고 매 재장전 주기 마다 상하부 출력편차가 다른 여러 가지의 출력분포를 고려하여 기준 출력분포의 보수성이 평가된다.

2.3 열수력 모델

2.3.1 난류혼합(Turblent Mixing) 모델

VIPRE에서 난류혼합 모델은 난류혼합 계수(Turbulent Mixing Coefficient : ABETA)와 난류 운동량 인자(Turbulent Momentum Factor : FTM)에 의해 구현된다. 난류혼합은 고온수로 열수력 상태에 큰 영향을 준다. 왜냐하면 난류혼합은 고온수로의 엔탈피를 감소시키고 유동율을 증가시키므로서 결과적으로 DNBR을 증가시키기 때문이다. 그러므로 설계 관점에서는 보수적인 난류혼합 모델을 선택해야 한다. 또한 2상 유동에서 난류 혼합은 단상 유동에서와 동일하다고 가정한다.

VIPRE에서의 난류혼합 계수(ABETA)는 난류로 인한 인접 수로 간의 에너지 및 운동량의 교환을 설명해준다. VIPRE 에너지 방정식에서 혼합 모델은 다음과 같이 정의된다.

$$\frac{Q_m}{\Delta x} = \sum w' \times \Delta h \qquad (3)$$
$$w' = ABETA \times S \times G_{avg}$$

여기서 Q_m = 열혼합에너지, Btu/hr

$\triangle x$ = 축 노드 크기, ft

w' = 단위 길이당 난류 교차유동(cross flow), $lbm/ft-s$

$\triangle h$ = 제어체적과 인접 체적사이에서 엔탈피 차, Btu/lbm

$ABETA$ = 실험적인 혼합 계수

S = 봉과 봉 사이 간극폭(Gap Width), ft

G_{ave} = 인접채널에서 평균 축 질량속, lbm/ft^2-s.

영광 1/2호기 DNB 분석에서는 THINC 코드에서 사용된 TDC 값과 동일한 0.038을 사용한다.[5]

난류운동량인자(FTM)은 0.1에서 1.0의 스케일로 나타낼 수 있으며 0.0은 단지 교차유동이 엔탈피 만을 혼합하고 운동량은 혼합하지 않으며 1.0은 교차유동이 동일한 강도로 엔탈피와 운동량을 혼합한다는 것을 의미한다. VIPRE 매뉴얼에 따르면 VIPRE는 FTM에 거의 민감하지 않으며 0.8을 권고한다[4]. 그러나 영광 1/2호기의 VIPRE 모델링에서는 보수적인 관점에서 0.0의 FTM 값을 사용한다.

2.3.2 교차유동(Cross Flow) 저항 모델

교차유동 저항은 수로 사이에서 측면 유동에 대한 마찰을 포함하는 수력손실에 대한 단순한 계수이다. VIPRE의 측면 운동량 방정식에서 간극을 통한 압력 강하는 다음과 같이 정의된다.

$$\varDelta P = K_G \frac{v' w|w|}{2S^2 g_c} \tag{5}$$

여기서, K_G = 교차 유동 저항계수

v' = 비체적(ft^3/lbm)

w = 측면 질량 유동율($lbm/ft-s$)

S = 간극폭(Gap Width)(ft)

교차유동 저항계수 K_G는 마찰손실 뿐만아니라 인접 수로 사이 간극에서의 마찰 저항계수이다. VIPRE 모델에서 부수로 교차 유동 저항계수는 일반적으로 식 (6)과 같이 주어지며 사용자 선택에 따라 모든 간극에 대해 일정한 상수 값 또는 간극 별로 서로 다른 값을 할당할 수 있다.

$$K_G = a_G Re^{b_G} + c_G \tag{6}$$

여기서, a_G, b_G 및 c_G = 실험적으로 결정된 상수

Re = 간극을 통한 교차유동에 대한 레이놀즈 수

참고문헌 6에 따르면 교차유동에 대한 교차유동 저항계수는 0.3에서 0.6정도의 값을 갖는다. 그러나, PWR에 대한 민감도 분석 결과는 교차유동이 축방향 유동에 비해 매우 작기 때문에 MDNBR이 교차유동 저항 변화에 거의 민감하지 않다는 사실을 보여준다[7]. 따라서 본 영광 1/2호기 모델에서는 VIPRE 디폴드값인 0.5를 사용한다.

2.3.3 축 방향 수력손실(Axial Hydraulic Loss)

마찰항력과 form loss로 인한 축 수력손실은 축 운동량 방정식에서 축 마찰과 국부 손실계수의 이용으로 모델링 된다. VIPRE 모델에 사용되는 축 마찰계수는 아래와 같다.

$$f = \max(f_{turbulent}, f_{laminar}) \quad (7)$$

여기서, $f_{turbulent} = 0.184 \times Re^{-0.2}$ [8]

$$f_{laminar} = \frac{64.0}{Re}$$

VIPRE 코드는 THINC 코드처럼 벽 표면 거칠기를 모델링하는 능력이 없지만 온도와 관 벽 근처에서 유체 내의 점성 구배 영향을 설명하기 위해 고온 벽에 대해서는 Rohsenow-Clark 모델을 선택할 수 있도록 되어 있다. 그러나 고온 벽과 유체 사이의 온도 구배는 단상, 핵비등 영역에서는 매우 작아 Rohsenow-Clark 모델을 본 모델에서는 선택하지 않는다.

국부 손실 계수는 노심내의 lower core plate, bottom nozzle, grid spacer, top nozzle과 upper core plate에서 면적변화와 난류에 의한 국부 수력학적 손실의 모사에 사용된다. 본 연구에서는 Vantage 5H 연료집합체에 대해 참고문헌 5에 언급되어 있는 손실 계수를 사용하였다.

2.3.4 이상 유동 상관식

2상 상관관계는 1) Subcooled Void Correlation 2) Bulk Void Correlation 3) 2-φ Friction Multiplier 등 3개의 범주로 분류된다. Subcooled Void Correlation은 단상으로부터 핵비등까지 비평형 천이를 모델링하는 데 이용되며 Bulk Void Correlation은 기포분률을 가지는 유동과 관련된다. 2-φ Friction Multiplier는 균일 평형 모델을 가지고 마찰 압력 강하에 대한 2상 유동의 영향을 모델링하는 전통적인 방법이다.

민감도 분석 결과 및 참고문헌 7에서 설명된 실험 데이터를 이용한 VIPRE 비교에 기초하여 Levy의 Subcooled Void Correlation, Homogeneous Bulk Void 모델과 Homogeneous 2-φ Friction Multiplier를 VIPRE 모델로 선택한다. 선택된 모델은 시험결과와 비교할 때 보다 큰 기포분률을 예측하는 경향이 있다. 고온 수로에서 큰 기포분률은 작은 DNBR 값을 나타낸다. 따라서 본 연구에서 선택한 조합은 다른 것에 비해 보수적이다.

2.4 공학적 불확실도

연료 제작과 DNB 여유에 대한 노심 역유동을 VIPRE 계산에서 고려한다. VIPRE 모델은 엔탈피 상승, 열속, 노심 입구 유동 불균형 배분에 대한 고온 수로 인자를 설계하는 것을 설명할 수 있다. 고온 수로 인자들은 공학적 엔탈피 상승 고온수로 인자(Engineering Enthalpy-Rise Hot Channel Factor : $F^E_{\Delta H}$), 공학적 열속 고온 수로 인자(Engineering Heat Flux Hot Channel Factor : F^E_Q), 노심 입구 유량 이상분포, 연료 스택 높이 고밀화 및 고온 수로 피치 감소를 포함한다. $F^E_{\Delta H}$는 연료 농축도, 밀도, 유동 수로를 따른 열발생율에 영향을 주는 연료봉 차원의 변화를 설명해 주며 $F^E_{\Delta H}$를 고려한 이 변수들은 펠렛 직경, 밀도, U-235 농축도를 포함한다.

웨스팅하우스의 열수력 설계 방법론 중의 하나인 Standard Thermal-Hydraulic Design Method (STDP)와 같은 전통적인 결정론적 방법(Deterministic Method)에서 $F^E_{\Delta H}$는 엔탈피 상승을 최대화하기 위해 고온수로에 적용된다. VIPRE 모델에서 $F^E_{\Delta H}$는 표면 열속에 영향을 주지 않고 고온수로의 에너지 발생분률에 일정량의 Multiplication Factor를 적용하여 처리한다. 영광

1/2호기의 경우에는 고온 영출력에서의 주증기관 파단사고 같이 STDP를 사용하는 경우에 고온수로 에너지 발생분률에 1.021배를 하여 고려한다[5].

한편, 웨스팅하우스의 Improved Thermal-hydraulic Design Procedure (ITDP)[9]와 같은 통계적 설계 방법에서는 $F^E_{\Delta H}$는 DNBR 설계 한계치(DNBR Design Limit)내에 불확실도를 통계적으로 병합하여 고려한다. 따라서 ITDP에 해당하는 특정 과도상태 분석 시에는 $F^E_{\Delta H}$를 직접 고려하지 않고 분석된 MDNBR을 DNBR 설계 한계치와 비교하므로서 간접적으로 고려한다.

F^E_Q는 농축도의 국부적 변화, 펠렛 밀도와 직경, 연료봉의 표면적, 펠렛과 클래드 사이 간격의 편심을 포함하는 제조 공차에 의한 열속에 대한 허용치이다. 이 인자는 제조 공차를 통계적으로 결합시켜 결정된다[5]. 결정론적 설계방법에 기초한 DNB 분석에서 F^E_Q는 봉의 표면에서 국부적인 최대 열속을 결정하는데 사용되며 다음 식 (8)과 같이 VIPRE DNBR에 적용할 수 있다[10].

$$MDNBR = \frac{DNBR_c}{F^E_Q} \tag{12}$$

여기서, $DNBR_c$ 는 VIPRE 코드에 의해 계산된 MDNBR이다. 영광 1/2호기의 경우 설계 F^E_Q 값은 1.033이다. 한편, 통계적 설계방법에서는 $F^E_{\Delta H}$와 마찬가지로 DNBR 설계 한계치(DNBR Design Limit)내에 불확실도를 통계적으로 병합하여 고려한다. 따라서 ITDP에서는 F^E_Q를 1로 처리한다[5].

노심 입구 유동 분포는 노심 입구에서 각각의 연료 조립체에서 불균일 유동분포를 설명해준다. PWR에 대해 USNRC-인가 THINC 방법론과 동일하게 고온 집합체에서 5% 유동감소를 VIPRE 계산에서 가정한다[5].

노심에서의 평균 열속은 노심 평균 연료 스택높이에 직접적으로 영향을 받는다. 연료 고밀화로 인한 스택높이(Stack Height) 감소는 초기 연료 연소 단계에서 펠렛 그레인 구조 내의 다공성이 제거되므로서 발생한다. 핵연료 고밀화로 인한 연료봉 평균 열속의 증가를 설명하기 위해 공칭 연료 유효 높이(fuel active height)를 보수적으로 stack height factor로 나눈다. Stack Height Factor는 연료 제조 명세서에 근거하여 결정된다. 웨스팅하우스는 감마 스캔과 연료 스택높이의 노내 플럭스 측정에 기초하여 연료 고밀화 모델을 개발하였고 설계값 143.7 "를 제안하였다[11]. 따라서 본 모델에서는 143.7 "의 연료 스택높이를 사용하였다.

3. 민감도 분석

반경방향 노드 수에 대한 민감도 분석은 Hot Thimble 및 Typical Cell 주변을 몇 개의 층(layer)로 모델링 할 경우 자세한 결과를 주는 지 알아보기 위한 것으로 EPRI VIPRE QA Report에 따르면 1개의 층을 더 모델링 하는 것만으로도 충분히 자세한 결과를 주는 것으로 밝혀졌다. 본 분석에서, 그림 1의 기준 모델(14 채널)에 대해 39 채널 모델링을 사용하여 분석한 결과 표 1과 같이 39 채널의 경우의 MDNBR이 약간 높게(Thimble Cell : -0.43%, Typical Cell : -1.60%)나타났으나 기준 모델의 정확도로 충분하다는 결론을 내렸다.

축방향 노드수에 따른 민감도 분석은 표 2에서 보는 것과 같이 32, 40, 46, 53, 80, 100 Node에 대하여 수행되었다. 일반적으로 노드 수를 많이 할 경우 더 자세한 결과를 얻어낼 수 있으나, 분석 시간을 희생하지 않는 범위의 최적의 노드 수를 찾아내야 한다. 표에서 보듯 노드수가 변함에 따라 MDNBR은 0.1%에서 1.5%까지의 편차를 보이나 기존 THINC 분석 시 사용한 노드 수와 정합성을 유지하고 충분히 만족할 만한 결과를 도출하는 46 노드를 기준 노드로 정하였다.

VIPRE 코드는 몇 개의 Subcooled Void, Saturated Void 및 Two-phase Multiplier를 사용자

표 1 Radial Noding에 대한 민감도 분석 결과

chan. #	MDNBR		% DNBR Change	
	Thimble CH.	Typical CH.	Thimble CH.	Typical CH.
14	2.576	2.690	0.00	0.00
39	2.587	2.733	-0.43	-1.60

표 2 Axial Noding에 대한 민감도 분석 결과

Node #	Node size (in)	MDNBR		%DNBR Change (46 Node 기준)	
		Thimble CH.	Typical CH.	Thimble CH.	Typical CH.
32	5.0	2.577	2.691	-0.039	-0.037
40	4.0	2.614	2.726	-1.475	-1.338
46	3.5	2.576	2.690	0.000	0.000
53	3.0	2.571	2.732	0.194	-1.561
80	2.0	2.57	2.700	0.233	-0.372
100	1.6	2.54	2.673	1.398	0.632

가 선택할 수 있다. 본 분석은 이와 같은 여러 가지 선택사양 중 보수적인 조합을 선택할 목적으로 수행된다. 표 3에 사용된 다양한 선택사양에 대한 MDNBR 계산 결과를 보여 준다. 표에서 보듯, 계열 1의 1번 경우(EPRI/EPRI/EPRI 모델을 사용한 경우 보수적)를 제외하고는 LEVY 모델을 사용한 경우가 보수적이었다. 이를 더 자세히 알아보기 위해 WRB-2 Data Base에 대해 평균 MDNBR을 비교하여 보았다. 표 4는 LEVI/Homo/Homo와 EPRI/EPRI/EPRI 조합을 사용하였을 때의 MDNBR 결과를 보여 준다. 표 5에서 보듯 기준 모델에서 사용한 LEVI/Homo/Homo 조합이 EPRI 조합보다 약간 보수적임을 보여준다. 따라서 본 노심 모델에서는 MDNBR 분석을 위한 Void 모델로서 LEVI/Homo/Homo를 사용할 것으로 결론지었다.

VIPRE 코드는 Void 모델과 마찬가지로 아래와 같은 여러 가지의 열전달 상관식 조합을 선택하는 것이 가능하다.

o Single Phase Forced Convection
- EPRI : Dittus-Boelter + 0.023 Leading Coeff.
- DITB : Dittus-Boelter

o Subcooled Nucleate Boiling
- THSP : Thom+single phase
- CHEN : Chen Correlation
- THOM : Thom Correlation

- JENS : Jens-Lottes Correlation

표 3 Void 모델에 대한 민감도 분석 결과

		Sub. Boiling	Bulk Void	2 phase Mult.	MDNBR	% DNBR Change
					Thimble	Thimble
reference	Case	LEVY	Homo	Homo	2.57619	0.0000
계열 1	1	EPRI	EPRI	EPRI	2.57334	-0.1106
	2	EPRI	Homo	EPRI	2.57653	0.0132
	3	EPRI	ARMA	EPRI	2.57652	0.0128
	4	EPRI	ZUBR	EPRI	2.57653	0.0132
계열 2	1	LEVY	EPRI	EPRI	2.5758	-0.0151
	2	LEVY	Homo	EPRI	2.57615	-0.0016
	3	LEVY	ARMA	EPRI	2.57621	0.0008
	4	LEVY	ZUBR	EPRI	2.57617	-0.0008
계열 3	1	LEVY	EPRI	Homo	2.57578	-0.0159
	2	LEVY	Homo	Homo	2.57619	0.0000
	3	LEVY	ARMA	Homo	2.57626	0.0027
	4	LEVY	ZUBR	Homo	2.57624	0.0019

표 4 WRB-2 Data Base를 사용한 Void 모델 민감도 분석 결과

WRB-2 Test Group	MDNBR(Average)		MDNBR 차이
	LEVI/Homo/Homo	EPRI/EPRI/EPRI	
A2	1.0272	1.0290	-0.0019
A3	0.9965	0.9976	-0.0011
A4	1.0199	1.0213	-0.0014
A5	1.0240	1.0244	-0.0004
A6	0.9693	0.9709	-0.0015
A7	0.9920	0.9934	-0.0014
A8	1.0159	1.0164	-0.0005
A9	1.0301	1.0306	-0.0005
A10	1.0086	1.0096	-0.0010
A11	1.0077	1.0083	-0.0006
A12	1.0192	1.0212	-0.0020

o Saturated Nucleate Boiling
  - THSP, CHEN, THOM

이 중, 기준 경우인 EPRI-THSP-THSP 조합과 EPRI-THOM-THOM, DITB -JENS-THOM 및 DITB-CHEN-CHEN 조합에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 수행 결과는 그림 2에 제시하였다. 그림 2에서 보듯 열전달 상관식은 어떤 조합을 선택하든 민감하지 않다는 결론을 얻을 수 있었다. 따라서 웨스팅하우스의 경우와의 정합성을 고려하여 EPRI-THSP-THSP 조합을 본 노심 모델에서 선택하였다.

4. 벤치마킹 분석

4.1 정상 조건

표 5 영광 2호기 정상상태에 대한 경계조건

변수	값	비고
노심출구압력(psia)	2270	가압기 압력(2250 psia)+압력강하(20psia)
노심입구온도(°F)	557.1	
질량유속(Mlbm/hr-ft^2)	2.48	최소 측정 유량
열유속(Mbtu/hr-ft^2)	0.1898	100% 정격 출력 해당 값
$F^N_{\Delta H}$	1.59	
축방향 출력분포	1.55 Chopped Cosine	

표 6 영광 2호기 정상상태에 VIPRE 분석 결과

채널	MDNBR		% 차이
	FSAR	VIPRE	
Thimble	2.53	2.576	1.8
Typical	2.67	2.69	0.7

본 정상조건 분석은 영광 2호기 Improved Thermal-Hydraulic Design Procedure(ITDP)에 따른 정상 조건(Nominal Condition)에 해당하는 경계조건을 사용하여 수행되었다. 사용된 경계조건은 표 5와 같다. 그리고 표 6은 표 5의 조건을 VIPRE 노심 모델에 적용하여 계산한 최소 핵비등 이탈율과 THINC 코드를 사용한 기존 코드의 결과를 보여준다. 표 6에서 보듯이 Thimble Cell 및 Typical Cell에 대한 두 코드 사이의 MDNBR 편차는 각각 1.8% 및 0.7%이었다.

4.2 원자로 냉각재 유량 완전상실

원자로 냉각재 유량 완전상실 사고는 모든 원자로 냉각재 펌프(RCP)의 전원이 동시에 상실되는 경우에 발생할 수 있다. 만일 출력 운전 중 본 사고가 발생한다면 즉각적으로 원자로 냉각재의 온도가 상승한다. 따라서 원자로 트립이 즉시 발생하지 않는다면 DNB가 발생하고 연료 손상으로 이어질 수 있다. 본 사고에 대한 보호는 10% 정격출력 이상에서 유효한 RCP 모선 저전압

표 7 원자로냉각재 유량 완전상실에 대한 경계조건

변수	값	비고
노심출구압력(psia)	2270	가압기 압력(2250 psia)+압력강하(20psia)
노심입구온도(°F)	557.1	
질량유속(Mlbm/hr-ft^2)	0.182815	최소 측정 유량의 96.32%
열유속(Mbtu/hr-ft^2)	0.70004	68.55% 정격출력
$F^N_{\Delta H}$	1.59	
축방향 출력분포	WCAP-9500	

표 8 원자로냉각재 유량 완전상실에 대한 VIPRE 분석 결과

채널	MDNBR		% 차이
	THINC	VIPRE	
Thimble	1.827	1.8069	-1.1
Typical	1.847	1.8166	-1.6

또는 저주파수 트립 신호에 의해 이루어진다. 본 사고는 ANS condition III 사고로 어느 정도의 DNB 발생을 허용하지만 보통 더욱 엄격하게 DNB 발생을 제한하는 Condition II의 허용요건을 설계요건으로 삼는다.

사용된 경계조건은 표 7에서 보이는 영광 2호기 10주기의 LOFTRAN 분석 결과를 사용하였다. 표에서 보듯이, LOFTRAN 분석결과는 68.55%의 출력 및 최소 측정유량의 96.32%에서 MDNBR이 나타나는 것으로 분석한 바 있다. 표 8은 VIPRE 분석 결과와 THINC 결과를 비교한 표이다. 표에서 보듯이, VIPRE가 THINC에 비해 Thimble Cell에서 1.1%, Typical Cell에서 1.6% 정도 낮게 예측하는 것으로 나타나 두 코드 간에 큰 차이는 없었다.

4.3 원자로 냉각재 펌프 회전자 고착(Locked Rotor)

회전자 고착 과도현상은 원자로 냉각재 펌프 회전자가 순간적으로 고착되는 사고로 RCS 유량이 급속히 감소하고 RCS 저유량 신호로 원자로가 트립된다. 저장된 연료의 에너지가 냉각재로 전달되나 이차측으로의 열전달량은 감소한다. 냉각재 팽창으로 가압기로의 냉각재 유입이 있으며 냉각재 유입으로 증기가 압축되며 살수계통 및 PORV와 안전밸브 등이 작동한다.

이 사고는 Condition IV 사고로 분류되며 허용조건으로 10 CFR 100에서 규정한 방사능 누출 제한치를 만족해야 한다. 웨스팅하우스의 경우, 본 사고에 대한 분석 시 1 차측 압력 허용조건(첨두 압력이 설계치의 110% 이내) 만족 여부를 확인하는 데는 THINC 코드 분석이 필요없으나

표 9 원자로냉각재 펌프 회전자 고착 대한 경계조건

변수	값	비고
노심출구압력(psia)	2270	가압기 압력(2250 psia)+압력강하(20psia)
노심입구온도(°F)	557.1	
질량유속(Mlbm/hr-ft^2)	1.240992	최소 측정 유량의 50.04%
열유속(Mbtu/hr-ft^2)	0.184429	97.17% 정격 출력
$F^N_{\Delta H}$	1.59	
축방향 출력분포	WCAP-9500	

표 10 원자로냉각재 펌프 회전자 고착 대한 VIPRE 분석 결과

채널	MDNBR		% 차이
	THINC	VIPRE	
Thimble	1.437	1.4534	1.14
Typical	1.368	1.3985	2.23

DNB를 경험하는 연료봉 수를 평가하는 "Rods-In-DNB" 분석에는 THINC 분석이 필요하다. 후자의 경우 분석 방법은 안전분석한계 DNBR(Safety Analysis Limit DNBR)을 만족시키기 위한 Limiting $F^N_{\Delta H}$를 구하여 Rods in DNB를 평가하는 반복 계산 방법을 사용한다. VIPRE에서도 본질적으로 동일한 방법에 의해 수행되어야 하나 본 벤치마킹 분석이 검증차원에서 수행되므로 LOFTRAN에 의한 운전조건에서의 MDNBR만을 비교하였다.

사용된 경계조건은 표 9에서 보이는 영광 2호기 10주기의 LOFTRAN 분석 결과를 사용하였다. 표 9에서 보듯, 기존분석 결과는 68.55%의 출력 및 96.32%의 최소 측정유량에서 MDNBR 발생한다는 것을 보여준다. 표 10은 VIPRE 분석 결과와 THINC 결과를 비교한 표이다. 표 10에서 보듯이, VIPRE가 THINC에 비해 Thimble Cell에서 1.14%, Typical Cell에서 2.23% 정도 높게 예측하는 것으로 나타나 두 코드 간에 큰 차이는 없었다.

5. 결론

본 논문에서는 Vantage 5H 연료를 사용하는 웨스팅하우스형 3 루프 발전소에 대해 VIPRE KEPRI 버전의 노심열수력 모델을 개발하였다. 모델에 사용된 선택사양들은 민감도 분석을 통하여 보수적으로 결정하거나 기존 THINC 코드에서 사용된 것과 일관성을 유지하였다. 개발된 모델은 기존의 설계코드인 THINC에 의한 FSAR 결과로 벤치마킹을 수행하였다. 벤치마킹 수행 결과, 본 논문에서 개발된 VIPRE 모델링은 기존의 THINC 코드와 부합함을 확인하였다.

참고문헌

1. Letter from C. E. Rossi (USNRC) to J. A. Blaisdell (UGRA Executive Committee), "Acceptance for Referencing of Licensing Topical Report, EPRI NP-2511-CCM, 'VIPRE-01 : A Thermal-Hydraulic Analysis Code for Reactor Cores', Volumes 1,2,3 and 4", May 2, 1986.
2. Letter from A. C. Thadani (USNRC) TO Y. Y. Yung (VIPRE-01 Maintenance Group), "Acceptance for Referencing of the Modified Licensing Topical Report, EPRI NP-2511-CCM, 'VIPRE-01 : A Thermal-Hydraulic Analysis Code for Reactor Cores', (TAC NO. M79498)", October 30, 1993
3. "영광 호기 FSAR Revisionfor V5H Core(Chapter 4,15)," 한국전력공사, 1966
4. NP-2511-CCM-A, "VIPRE-01: A Thermal-Hydraulic Analysis Code for Reactor Cores", Volumes 2(Revision 3, August 1989), Volume 4(April 1987), C. W. Stewart, et al.,Electric Power Research Institute.
5. “Thermal-Hydraulic Design Procedure Manual," Volume 1&2, Westinghouse Electric Corporation, 1990
6. "Handbook of Hydraulic Resistance," I.E. Idelchick, 3rd edition, p. 717, CRC press, 1994
7. NP-2511-CCM-A, "VIPRE-01: A Thermal-Hydraulic Analysis Code for Reactor Cores", Volumes 4(Revision 3, August 1989), Volume 4(April 1987), C. W. Stewart, et al.,Electric Power Research Institute.
8. "Thermal analysis of Pressurized Water Reactors," 3rd Edition, L.S. Tong, J. Weisman, p. 245, American Nuclear Society, 1996
9. "Thermal-Hydraulic Engineering Service Manual, "Westinghouse Electirc Coporation, 1990
10. NP-2511-CCM, "VIPRE-01: A Thermal-Hydraulic Analysis Code for Reactor Cores", Volumes 5(Revision 3, August 1989), Volume 4(April 1987), C. W. Stewart, et al., Electric Power Research Institute.
11. WCAP-8219-A, "Fuel Densification Experimental Results and Model for Reactor Application," J. M. Hellman (Ed.), Westinghouse Electric Corporation, Oct. 1973

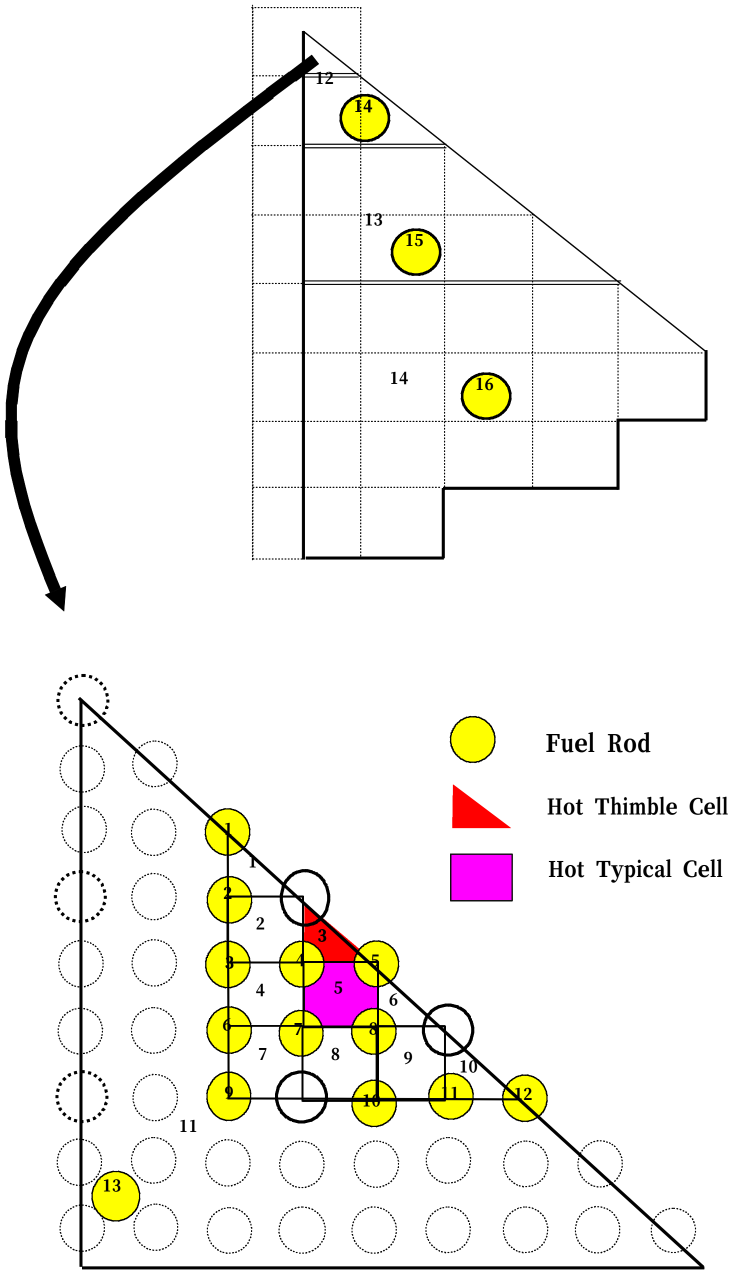

그림 1 영광 1/2호기 1/8 노심 모델링

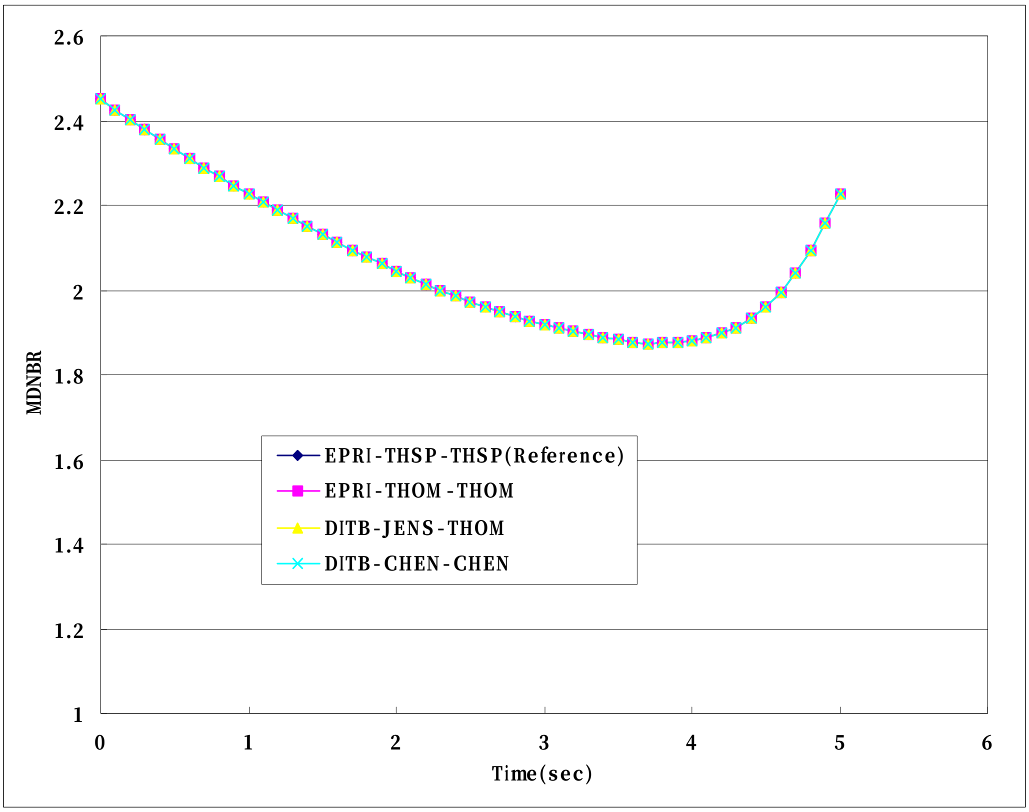

그림 2 열전달 상관식에 대한 민감도 분석 결과