

WH형 원전 안전해석을 위한 RETRAN DNBR 모델 개선

Improvement in the DNBR Modeling of RETRAN for Safety Analyses of WH Nuclear Plants

정애주, 김요한

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

요 약

한전 전력연구원에서는 기존의 원전 설계사 및 원전 연료공급사에서 사용하는 코드 및 방법론과 미국 전력연구소에서 개발한 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP에 근거하여 Non-LOCA 안전해석용 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론을 이용하여 안전해석을 수행할 때 전산코드로 RETRAN을 사용한다. 안전해석시 핵연료의 건전성은 최소 DNBR 값으로 평가하며, 이 DNBR은 몇몇 DNB 상관식을 이용하여 계산한다. RETRAN에는 보조적인 DNBR 계산방법으로 W-3 상관식을 이용할 수 있지만, WH형 핵연료에 대한 DNBR 계산시 필요한 WRB-1 및 WRB-2 상관식은 포함되어 있지 않다. 본 논문에서는 이 상관식들을 이용하여 DNBR을 계산할 수 있도록 이를 추가하여 RETRAN 코드를 개선하였으며, 이 코드를 이용하여 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실에 대한 안전해석 및 DNBR 계산을 수행하였다. 또한, 그 결과를 FSAR에 제시된 결과들과 비교하여 개선된 코드에 대한 타당성을 검증하였다.

Abstract

KEPRI is developing the in-house methodology for non-LOCA safety analyses based on the codes and methodologies of vendors and EPRI. According to the methodology, safety analyses have been carried out with RETRAN code. To confirm the intactness of fuels, some DNB correlations are required to estimate the minimum DNBR. The W-3 correlation is already included in RETRAN as one of the auxiliary DNBR models. However, the WRB-1 and WRB-2 correlations required to analyze some WH-type fuels are not considered in RETRAN DNBR models. In this work, the RETRAN DNBR models using the correlations are developed and validated. And the partial/complete loss of forced reactor coolant flow events are analyzed with the models. The results of the analyses are compared with those mentioned in FSAR.

1. 서론

과학기술부 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 전력연구원에서 수행중인 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”과제를 통해 현재 국내 원전 운영자, 설계사 및 원전 연료공급사 등에서 원전 안전해석시 사용하는 WH 및 ABB-CE 또는 KWU의 전산코드 및 해석 방법론과 미국 전력연구소(EPRI)와 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP(Reactor

Analysis Support Package)를 바탕으로 최신기술과 기준을 반영한 Non-LOCA 안전해석용 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론으로 안전해석을 수행할 때에는 EPRI에서 개발한 최적평가용 코드로 2001년 1월 25일 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받은 RETRAN을 사용한다.

일반적으로 Non-LOCA 안전해석을 수행할 때에는 계통 압력, 핵연료의 건전성, 피폭 방사선 등이 설계기준을 만족시키는 지에 대해 평가한다. 상기 방법론에서는 RETRAN을 이용하여 계통 압력 및 핵연료의 건전성에 대한 개략적인 평가를 수행한다. 그러나, 핵연료의 건전성을 평가하는 척도의 하나인 DNBR을 평가하는데 필요한 몇몇 DNB 상관식이 RETRAN에 포함되어 있지 않다. 즉, RETRAN에는 표 1에 제시한 WH형 핵연료의 건전성을 평가하는데 필요한 DNB 상관식 중 W-3만이 DNBR 계산 모델로서 포함되어 있고, WRB-1이나 WRB-2는 이용할 수 없다. 본 논문에서는 RETRAN을 이용하여 WH형 핵연료가 장전된 원전에 대한 DNBR을 계산할 수 있도록 WRB-1 및 WRB-2 상관식을 이용한 DNBR 계산 모델을 추가하였으며, 이에 따른 검증작업을 수행하였다. 개선된 모델은 RETRAN의 Auxiliary DNB Data Card(8001XX)의 옵션 7(WRB-2) 및 8(WRB-1)로 정의하였다.

본 논문의 대상 노형은 영광 2호기이며, 대상 사고는 노심에서 생성되는 열을 제거시키는 열제거능 상실사고인 원자로 냉각재 유량 감소 사건이다. 원자로 냉각재 유량 감소 사건에는 ANS Condition II 사고로 분류된 원자로 냉각재 유량 부분 상실과 Condition III 사고로 분류된 원자로 냉각재 유량 완전 상실, 그리고 Condition IV 사고로 분류된 원자로 냉각재 펌프 축 파손이 있다. 그러나, 본 논문은 DNBR 계산이 주된 관심이므로 원자로냉각재계통(RCS) 최대압력이 제한기준인 원자로 냉각재 펌프 축 파손은 제외하였으며, 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실에 대해서만 안전해석을 수행하였다. 또한, 일반적으로 최소 DNBR 관점에 대해 안전해석을 수행할 경우에는 초기조건으로 공칭값을 가정하고, 통계학적으로 결정된 출력이나 온도 및 압력에 대한 불확실도를 DNBR 계산시 고려하는 "Improved Thermal Design Procedure"(ITDP) 방법을 사용하는데, 본 논문에서도 이 방법으로 안전해석을 수행하였다.

2. DNBR 상관식을 이용한 DNBR 모델링

핵비등이탈(DNB)은 핵연료봉 표면에서의 열속이 크게 증가하는 경우 또는 악화된 국부 냉각재 조건으로 인해 핵연료봉 표면에서 발생한 기포가 열전달을 방해함으로써 핵연료봉에서 생성되는 열이 적절하게 제거되지 못할 경우에 발생한다. DNB가 발생하면 핵연료봉 표면의 온도가 증가하는데, 이는 핵연료봉에서 생성되는 열을 제거하는 냉각재의 열제거 능력과 관계없이 핵연료봉에서 열이 생성되기 때문이다. DNB를 초과하여 발전소를 운전할 경우에는 핵연료봉의 표면 온도가 높아져 산화취성(Oxidation Embrittlement), Zr-H₂O 반응, 또는 피복재 용융 등에 의해 피복관 손상이 발생할 수도 있다.

이와 같은 피복관의 손상을 방지하기 위한 DNB 관련 설계기준은, ANS Condition I 및 II 사건의 경우 95%의 신뢰도 수준에서 고온 핵연료봉에서 DNB가 발생하지 않을 확률이 95% 이상이어야 한다는 것이다. 이 설계기준을 만족하기 위해서는 설계시 다음과 같이 정의되는 DNBR의 최소값이 제한치 이상이어야 한다.

$$DNBR = \frac{\dot{q}'_{DNB, predict}}{\dot{q}'_{actual}}$$

2.1 W-3 DNB 상관식

초기 DNB에 대한 실험은 관 내부로 유체가 흐르는 Simple Geometry에서 또는 벽면을 통해 가열되는 Annulus에서 수행되었으며, 다양한 지름 및 가열 길이를 가진 관에 대해 수행되었다. L. S. Tong은 이런 실험결과들 중 이용가능한 모든 단일 관에 대한 DNB 데이터를 종합하여 W-3 상관식을 개발하였다. PWR 설계시 광범위하게 사용되고 있는 W-3 상관식은 관에서 수행된 실험 데이터에 근거한 상관식이지만 Rod Bundle Geometry에도 적용하고 있다.

W-3 상관식은 일부 구형발전소를 설계할 경우와 비교적 낮은 압력에서의 특정 사고조건에 대해 해석할 경우에 사용되는데, 영광 2호기의 경우에는 미임계 증기계통 배관과단 및 미임계 또는 저출력에서의 제어봉 인출에 대해 안전해석을 수행할 때 이 상관식을 사용하였다. 또한, 다른 핵연료제조사의 핵연료에 대해 해석할 경우나 WH의 Non-mixing Vane Grid를 설계할 경우에도 사용한다. 그러나, W-3 상관식을 Rod Bundle 원자로에 대해 적용할 경우에는 Rod Bundle 내에 존재하는 Unheated Surfaces를 고려하기 위해 Cold Wall Factor(CWF)를 사용해야 하고, 핵연료봉의 축방향에 따라 균일하지 않은 열속 분포를 고려하기 위하여 Nonuniform Factor를 사용해야 한다. 한편, 신형발전소를 설계할 경우에는 W-3 상관식이 Rod Bundle에 대한 실험 데이터와 더 잘 일치하도록 일부 수정인자를 사용하는데, 이를 "Rod Bundle Effects and W-3 Based Correlations"라고 한다.

이상에서 기술한 W-3 상관식 및 이 상관식에 따른 DNBR 정의는 다음과 같이 표현된다.

$$DNBR = \frac{q''_{DNB, predicted}}{q''_{actual}} = \frac{q''_{EU, W-3} \cdot CWF \cdot F_s'}{q''_{actual} \cdot F}$$

여기서, CWF는 Cold Wall Factor, F_s' 는 Modified Spacer Factor, F 는 Tong's Nonuniform F-factor, q''_{actual} 은 실제 국부에서 발생한 열속, $q''_{EU, W-3}$ 는 W-3 상관식으로 계산한 균일한 열속을 의미한다. 또한, W-3 상관식으로 계산한 열속인 $q''_{EU, W-3}$ 는 다음과 같이 표현된다.

$$\begin{aligned} q''_{EU, W-3} = & 10^6 \times [(2.022 - 0.0004302P) + (0.1722 - 0.0000984P)e^{(18.177 - 0.004129P)\chi}] \\ & \times [(0.1484 - 1.596\chi + 0.1729\chi|\chi|)G/10^6 + 1.037] \times [1.157 - 0.869\chi] \\ & \times [0.2664 + 0.8357\text{Exp}(-3.151D_e)] \times [0.8258 + 0.000794(H_{sat} - H_{in})] \end{aligned}$$

이 식의 변수들은 RETRAN DNBR 계산노드에서의 값으로서 P 는 압력, χ 는 건도, G 는 냉각재 유량, D_e 는 Equivalent Hydraulic Diameter, H_{sat} 및 H_{in} 는 각각 냉각재의 포화 엔탈피 및 계산노드 입구 측 엔탈피를 의미한다. 또한, CWF를 고려할 경우에는 Equivalent heated hydraulic diameter(D_h)를 사용하여 $q''_{EU, W-3}$ 를 계산하며, CWF 등의 인자를 사용할 수 없는 경우에는 1.0의 값을 사용한다.

W-3 상관식은 Heated Wall에 의해 완전히 또는 거의 완전히 둘러싸인 Channel에서의 DNB를 계산하는데 사용되는데, 많은 실험에서나 원자로의 경우에는 Thimble이나 Instrument Tube와 Baffle, 그리고 Test Section Wall과 같은 Unheated Surface가 존재한다. 이런 Unheated Wall, 즉 Cold Wall에는 이 Wall을 따라 Cold Liquid Film이 형성되어 Channel의 열제거능력을 감소시킨다. 동일한 조건을 가진 유체의 경우, DNB 열속은 모든 Wall이 가열되는 Channel에서보다 Cold Wall이 있는 Channel에서 더 작으며, 이런 영향은 Annulus 실험결과로 알 수 있다. 이런 영향을 고려한 것이 다음과 같이 표현되는 Cold Wall Factor다.

$$\begin{aligned}
CWF &= \frac{q''_{cold\ wall}}{q''_{W-3, D_h}} \\
&= 1.0 - R_u [13.76 - 1.372e^{1.78x} - 4.732 \left(\frac{G}{10^6}\right)^{-0.0535} - 0.0619 \left(\frac{P}{10^3}\right)^{0.14} - 8.509 D_h^{0.107}]
\end{aligned}$$

여기서, R_u 는 $(D_h - D_e)/D_h$ 로 정의되고, D_h 는 Equivalent Heated Hydraulic Diameter, P 는 계산노드에서의 압력, G 는 국부 냉각재 유량, $q''_{cold\ wall}$ 는 W-3 상관식으로 계산한 Cold Wall에서의 임계 열속, q''_{W-3, D_h} 는 W-3 상관식에서 D_e 대신 D_h 를 사용하여 계산한 Cold Wall에서의 임계 열속을 의미한다.

DNB는 냉각재와 핵연료봉 표면의 경계에서 발생한다. 관심있는 위치의 상부에서 DNB가 발생하면 이 경계면의 상태에 영향을 미치는데, 이는 기포 및 가열된 냉각재에 의해 핵연료봉 표면을 따라 하부로 열이 전달되기 때문이다. 열속이 균일한 경우, 이 경계면에 미치는 영향은 핵연료봉 길이를 따라 계속 누적되며, 앞서 제시한 W-3 상관식이나 Cold Wall Factor에서 이 영향을 고려한다. 열속이 균일하지 않은 경우, DNB가 발생하는 지점의 상부에서 바뀐 열속의 영향을 DNB 상관식에 포함시키기 위하여 또 다른 인자가 필요하게 된다. 이런 이유로 인하여 Tong 등은 열속이 균일하지 않은 경우에 대한 DNB를 예측할 수 있도록 다음과 같이 표현된 Nonuniform F-factor를 개발하였다. 이 인자에는 Nonuniform Heat Flux Shape에서 유도된 실험상수가 포함되어 있다.

$$\begin{aligned}
F &= \frac{q''_{EU, W-3}}{Local\ nonuniform\ q''_{DNB, N}} \\
&= \frac{0.15 (1 - \chi_{DNB})^{4.31} / (G/10^6)^{0.478}}{[q''_{local\ at\ l_{DNB}}][1 - e^{-Cl_{DNB}}]} \int_0^{l_{DNB}} q''(z) e^{-C(l_{DNB} - z)} dz
\end{aligned}$$

여기서, l_{DNB} 는 노심 하부에서 국부 비등이 발생한 곳까지의 거리이며, χ 는 국부 건도를 의미한다.

WH형 원전의 노심은 W-3 상관식을 개발하는데 사용된 실험 데이터를 생성한 Closed Heated Channel로 구성된 것이 아니라 그리드에 의해 고정된 핵연료봉으로 구성된 Open Lattice로서 부수로(Subchannel) 사이의 횡류(Crossflow) 및 혼합에 대한 저항이 매우 적다. 단일관에 대한 상관식을 이용하여 계산한 DNB 열속으로부터 각 부수로의 유체 상태를 결정하기 위하여 Rod Bundle을 전기로 가열한 실험으로부터 얻은 많은 데이터를 분석하였다. Mixing Vane Grid가 있는 Rod Bundle 실험결과는 W-3 상관식으로 계산한 DNB 열속보다 측정된 DNB 열속이 더 크다는 것을 보여주는 데, 이 차이는 그리드 타입 및 개수, 그리고 국부 유체조건에 따라 달라진다.

2.2 WRB-1 DNB 상관식

WRB-1 DNB 상관식은 WH에서 1976년 이전까지의 Rod Bundle 실험 데이터를 바탕으로 개발한 것이다. WRB-1 상관식은 2.1절에서 언급한 Nonuniform F-factor를 사용하지만, Cold Wall Factor 및 Spacer Factor와 같은 Modified W-3 상관식과 관련된 다른 Factor들은 사용하지 않는다. 이는 W-3 상관식의 Modified Factor에 대한 영향이 WRB-1 상관식에 포함되어 있기 때문이다. WRB-1 상관식 및 이 상관식을 이용한 DNBR의 정의는 다음과 같다.

$$DNBR = \frac{q''_{DNB, predicted}}{q''_{actual}} = \frac{q''_{WRB-1}}{q''_{actual} \cdot F}$$

여기서, F는 2.1절에서 언급했던 Tong's Nonuniform F-factor이며, q''_{actual} 은 실제 국부에서 발생한 열속, q''_{WRB-1} 은 WRB-1 상관식으로 계산한 균일한 열속을 의미한다. 또한, WRB-1 상관식으로 계산한 열속인 q''_{WRB-1} 은 다음과 같이 계산노드에서의 압력(P), 국부 냉각재 유량(G_{loc}), 국부 건도(χ_{loc}), Equivalent Hydraulic Diameter(D_e), Equivalent heated hydraulic diameter(D_h), Heated Length 시작으로부터의 거리(L_H), Performance Factor(PF), DNB가 발생한 지점에서 가장 가까운 그리드 사이의 거리(d_g) 및 그리드 간격(g_{sp})의 함수로 표현된다.

$$q''_{WRB-1} = F\{P, G_{loc}, \chi_{loc}, D_e, D_h, L_H, PF, d_g, g_{sp}\}$$

DNBR 상관식의 제한치는 DNB 실험 데이터에 대한 통계학적 분석에 근거한 값으로, 95%의 신뢰도수준에서 95%확률로 DNB가 발생하지 않을 것으로 예측된 값이다. 17×17 STD, 17×17 OFA, 15×15 OFA, 14×14 OFA, VANTAGE 5, IFM이 없는 VANTAGE 5H의 핵연료에 대해 NRC에서 승인한 WRB-1 DNBR 제한치는 1.17이다. 한편, 14×14 STD 및 15×15 STD 핵연료에 대해 승인된 DNBR 제한치는 1.37인데, 이는 상기 핵연료에서 수행된 CHF 실험 데이터에 대한 Variation 때문이다. 16×16 STD 핵연료에 대한 DNBR 제한치는 1.17이다.

2.3 WRB-2 DNBR 상관식

VANTAGE 5 및 APWR Geometry에서 수행된 DNB 실험에 의해 WRB-1 상관식이 감소한 그리드 간격에 대한 DNB 잇점을 낮게 예측했다는 것이 입증되었다. 이 실험에서 입증된 DNB 잇점을 이용하기 위하여 WRB-1을 수정하였다. 17×17 STD, 17×17 OFA, VANTAGE 5, APWR에서의 DNB 실험 데이터를 이용하여 새로운 상관식, 즉 WRB-2를 개발하였다. 이 WRB-2 상관식에서도 WRB-1 상관식과 같이 Nonuniform F-factor를 사용한다. WRB-2 상관식 및 이 상관식을 이용한 DNBR의 정의는 다음과 같이 표현된다.

$$DNBR = \frac{q''_{DNB, predicted}}{q''_{actual}} = \frac{q''_{WRB-2}}{q''_{actual} \cdot F}$$

여기서, F는 2.1절에서 언급했던 Tong's Nonuniform F-factor이며, q''_{actual} 은 실제 국부에서 발생한 열속, q''_{WRB-2} 은 WRB-2 상관식으로 계산한 균일한 열속을 의미한다. 또한, WRB-2 상관식으로 계산한 열속인 q''_{WRB-2} 은 다음과 같이 계산노드에서의 압력(P), 국부 냉각재 유량(G_{loc}), 국부 건도(χ_{loc}), Equivalent Hydraulic Diameter(D_e), Equivalent heated hydraulic diameter(D_h), Heated Length 시작으로부터의 거리(L_H), DNB가 발생한 지점에서 가장 가까운 그리드 사이의 거리(d_g) 및 그리드 간격(g_{sp})의 함수로 표현된다.

$$q''_{WRB-2} = F\{P, G_{loc}, \chi_{loc}, D_e, D_h, L_H, d_g, g_{sp}\}$$

WRB-2 상관식은 VANTAGE 5, IFM이 있는 VANTAGE 5H, APWR과 같은 17×17 설계시에만 사용할 것이 권고되었다. NRC는 VANTAGE 5 및 VANTAGE 5H에 대한 DNBR 제한치로 1.17을 승인하였으며, 19×19 APWR 핵연료 설계시 DNBR 제한치로 1.17을 사용하는 것에 대해 입증한 보고서도 승인하였다.

IFM이 있는 일부 17×17 VANTAGE 5 및 VANTAGE 5H에는, 이 핵연료봉 집합체에서 발생하는 진동이 감소되도록 일부 그리드를 교대로 90° 회전시켜 놓았다. Grid Span이 10인치인 VANTAGE 5H의 DNB 실험에서 Rotated Grid가 DNB에 악영향을 미친다는 것이 증명되었다. 이와 같은 경우와 VANTAGE 5의 경우에는 WRB-2 상관식으로 계산한 DNBR에 0.835를 곱한 값을 사용한다. DNB 실험으로 Grid Span이 20인치인 Grid Rotation의 경우나 W-3와 같은 다른 DNB 상관식을 계산한 경우에는 Penalty를 고려하지 않아도 된다는 것이 입증되었다.

DNB 실험 데이터로 확인된 대로 Modified 17×17 V5H/IFM에 대해서는 WRB-2 상관식을 적용할 수 있는데, 이때 DNBR 제한치는 1.17이며, Multiplier 0.835는 사용하지 않는다. NRC에서 승인한 WH의 Fuel Criteria Evaluation Process (FCEP)에 따라, NRC는 Modified V5H/IFM 핵연료 설계 및 WRB-2의 1.17 DNBR 제한치가 타당하다는 것을 알게되었다.

2.4 DNBR 모델 개선

2.4.1 WRB-2 상관식 Coding

기존의 RETRAN 소스 코드에 WRB-2 상관식을 코딩한 후 서브루틴에 추가하기 위하여 W-3 상관식 및 Cold Wall Factor와 같은 기존의 관련 상관식 서브루틴에서 사용하고 있는 변수를 조사하였다. 표 3으로부터 압력이나 국부 건도 등과 같은 변수들은 기존의 W-3와 관련된 서브루틴에서 사용한 변수를 그대로 사용할 수 있으며, DNB가 발생한 지점에서 가장 가까운 그리드 사이의 거리(d_g) 및 각각의 그리드 간격(g_{sp})과 같은 변수들은 새로 추가해야 하는 변수라는 것을 알 수 있다. 그리드 간격(g_{sp})에 대한 데이터는 그리드 위치 데이터로부터 계산하였으며, DNB가 발생한 지점에서 가장 가까운 그리드 사이의 거리(d_g)도 계산하였다. WRB-2 상관식을 Coding할 때 사용한 데이터는 영광 2호기의 VANTAGE 5H 핵연료집합체에 대한 것을 사용하였다.

2.4.2 WRB-1 상관식 Coding

2.4.1절에서 기술한 기존의 RETRAN 소스 코드에 WRB-2 상관식 관련 서브루틴을 추가한 방법과 같이 WRB-1 상관식을 RETRAN 소스 코드에 추가하기 위하여 기존의 W-3 상관식 및 추가된 WRB-2 상관식 서브루틴에서 공통적으로 사용하고 있는 변수를 조사하였다. 다음의 표 4에 제시된 바와 같이 W-3 상관식과 WRB-2 및 WRB-1 상관식과 관련한 서브루틴에서 공통적으로 사용하는 변수로는 압력이나 국부 건도 등과 같은 변수들이 있으며, DNB가 발생한 지점에서 가장 가까운 그리드 사이의 거리(d_g) 및 각각의 그리드 간격(g_{sp})과 같은 변수들은 WRB-2 및 WRB-1 상관식에서만 공통적으로 사용하는 변수들이다. 또한, WRB-1 상관식에서는 Performance Factor(PF)가 사용되는데 이는 핵연료 외경에 따라 결정되는 상수이다. 즉, 핵연료 외경이 0.422인치인 경우나 0.400인치인 경우의 PF는 1.2820이며, 핵연료 외경이 0.374인치인 경우나 0.360인치인 경우의 PF는 1.1753이다. WRB-1 상관식을 Coding할 때 사용한 데이터는 WRB-2 Coding시 사용한 영광 2호기의 VANTAGE 5H 핵연료집합체에 대한 것을 사용하였다.

3. 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실 안전해석

3.1 원자로 냉각재 유량 부분 상실

원자로 냉각재 유량 부분 상실은 원자로냉각재펌프(RCP)의 기계적 고장이나 전기적 고장, 또는

RCP에 공급되는 전원계통의 고장으로 인해 발생할 수 있다. 정상운전 중 RCP에 공급되는 정상전원은 발전기에 연결된 변압기로부터 모선을 통해 공급된다. 만일 발전기 정지가 발생하는 경우, 모선은 외부전원으로부터 공급되는 변압기로 자동적으로 전환되므로 RCP는 계속 작동할 것이다. 전력계통으로부터 발전기 정지가 요구되는 전기적 고장이 없는 터빈정지 이후에, 발전기는 송전선과의 연결을 유지하므로 RCP는 원자로정지 후 다른 변압기로 전환되지 않는 동안에도 계속 가동된다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실이 발생하면 원자로 냉각재 온도가 증가하며, 증가한 냉각재 온도는 음의 감속재온도계수(MTC)에 의하여 부분응도 삽입을 유발하고, 원자로보호계통에 의해 삽입되는 제어봉의 부분응도와 함께 핵출력을 감소시킨다. 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사고 초기에는 유량이 열속보다 더 급격하게 감소하기 때문에, 열속/유량의 비가 증가하고 DNB에 대한 여유도가 감소하며, 열속/유량의 비가 최대가 되는 지역에서 핵비등이탈(DNB) 제한치에 가장 근접하게 된다. 또한, 열속/유량의 비는 제어봉 삽입에 의하여 감소하게 된다. RCS 압력은 원자로 냉각재 유량 부분 상실로 유발된 냉각재 온도의 급격한 증가와 함께 증가하는 경향을 보이는데, 열속/유량의 비 및 냉각재 온도가 감소하게 될 때 이 압력증가는 중단된다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실이 발생하면 원자로는 냉각재 저유량 신호에 의해 정지되는데, 이 신호는 2/3 논리로 작동하는 저유량 신호에 의해 냉각재 루프에서 발생된다. 원자로 출력이 30% 이상(P-8)일 경우에는 하나 이상의 냉각재 루프에서 발생한 저유량 신호에 의해, 10%(P-7)~30%의 원자로출력일 경우에는 2개의 냉각재 루프에서 발생한 저유량 신호에 의해 원자로가 정지된다. 그리고, 원자로 출력이 10% 이하인 경우에는 P-7 신호에 의해 저유량 원자로 정지신호가 차단된다.

ANS Condition II 사건으로 분류된 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사건에 대한 일반적인 허용기준은 다음과 같다. 첫째, 최악의 경우에도 원자로 정지만으로 사건을 수습할 수 있어야 하며, 원자로 정지 후 다시 정상 출력운전으로 회복할 수 있어야 한다. 둘째, 핵연료 용융이나 핵연료 피복재의 손상이 발생하지 않아야 한다. 즉, DNBR은 설계제한치 이상으로, 핵연료의 중심온도는 4700°F 이하로 유지되어야 한다. 셋째, 최대 RCS 압력은 ASME Sec. III "Level B Service Limits" 이하로 유지되어야 한다. 마지막으로, 이 사건으로 인한 방사선 유출량은 10CFR20에 기술된 제한치 이하여야 한다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실을 해석하기 위하여 계통해석코드인 RETRAN을 사용하여 발전소의 주요 계통을 66개의 볼륨과 98개의 정선으로 모델링하였다. 원자로정지, 터빈정지, 가압기 및 증기발생기 안전밸브 등의 각종 설정치를 제어하기 위하여 105개의 트립카드와 79개의 제어카드를 사용하였으며, 각각 트립카드에 의해 기동·정지하도록 모델링한 3개의 RCP는 펌프 특성 곡선을 반영하였다. 또한, 모든 증기발생기의 전열관을 각각 수직 열전도체 4개로 분할하였으며, 정상 및 과도 상태에서의 정확한 거동을 모사할 수 있도록 2차측을 5개의 볼륨으로 분할하였다. 노심은 Point Kinetics를 가정하여 출력이 반응도의 합에 의해 계산되도록 모델링하였으며, 핵연료 집합체는 3개의 축방향 열전도체로 모사하였다. 한편, 원자로 냉각재 유량 부분 상실을 모사하기 위하여 10초 동안의 정상상태 후 RCP #1이 정지하도록 모사하였다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대한 안전해석을 수행할 때 사용된 초기조건은 표 2에 제시하였으며, 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 원자로 정지설정치 및 지연시간
- 제어봉 반응도 삽입

- 감속재온도계수 및 도플러계수
- 초기 RCS 출력
- 초기 노심 유량
- 초기 냉각재 온도 및 압력
- 핵연료 특성

앞서 기술한 바와 같이 원자로 냉각재 유량 부분 상실시 원자로정지를 유발하는 신호는 냉각재 루프에서 발생한 RCS 저유량 신호며, 이 저유량에 대한 원자로정지 설정치는 DNBR 설계제한치를 위반하지 않도록 설정한다. 잘못된 신호에 의한 원자로정지를 방지하고 지연시간, 측정 불확실도 등의 추가 여유도를 수용할 수 있도록 정상운전조건의 역방향으로 안전계통 제한설정치(LSSS)를 설정하여 이 값을 기준으로 안전해석 설정치를 선택한다. 한편, 계측 지연시간 및 측정 불확실도를 고려하기 위하여 RCS 저유량 신호에 의해 제어봉 삽입이 시작되는 정지지연시간으로 0.6초 ~ 1.0초를 사용하는데, 이 지연시간은 신호작동, 정지차단기 개방, 제어봉계통에 의한 제어봉낙하에서의 지연을 고려한 것이다. 본 논문에서는 RCS 저유량 원자로정지 설정치로 FSAR 15장에 기술된 각 루프 설계유량의 86.5%를 사용하였으며, 원자로정지 지연시간으로 1.0초를 사용하였다.

시간의 함수인 제어봉 정지반응도는 시간의 함수인 제어봉위치와 제어봉위치의 함수인 제어봉 반응도가를 결합시켜 얻는다. 제어봉 삽입시간은 기술지침서의 운전제한조건(LCO)에 제시되어 있다. 다양한 축방향 중성자속 모양에 대한 제어봉 반응도가는 노물리 해석코드를 사용하여 계산하고, 그 결과는 원자로 기동시 노물리시험을 통해 검증한다. 안전해석에서는 제어봉 정지반응도로 최소 반응도가만을 사용하며, 최대 반응도가를 가진 제어봉이 완전히 인출된 위치에서 고착된 영향을 고려한다. 보수적인 관점에서 주기 연소도의 함수인 제어봉가로 최소값을 선택하며, 안전해석을 수행할 때에는 일반적으로 불확실도를 고려하여 10%를 감한 제어봉가를 사용한다. 본 논문에서도 상기 기술과 같이 불확실도를 고려하여 90% 정지제어봉가를 사용하였다.

냉각재 온도 증가에 따른 부반응도 삽입을 최소화하기 위하여 최소 반응도 궤환효과에 대해 안전해석을 수행한다. 즉, MTC는 최대값에 불확실도를 가산한 값을 사용하며, 도플러계수(DC) 및 지발중성자분율(β_{eff})는 최대값을 선택한다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대해 안전해석을 수행할 경우에는 노심 열출력이나 RCS 냉각재 온도 등에 대한 초기값으로 공칭값을 사용한다. 이는 본 사고에 대한 주요 제한기준이 최소 DNBR이며, 최소 DNBR이 제한기준이 되는 사고들에 대한 안전해석은 앞서 기술한 ITDP 방법에 따라 수행하기 때문이다. 따라서, 초기 노심 열출력으로는 정상상태 최대 출력, 즉 인허가 출력에 대한 공칭값을 사용하였고, 초기 RCS 냉각재 온도로는 원자로용기 평균온도를, 초기 가압기 압력으로는 공칭 압력을 사용하였다. 한편, DNBR은 RCS 압력이 감소함에 따라 감소하므로 안전해석시 압력증가를 최소화하도록 가압기 살수계통이 설정치에 도달하면 작동한다고 가정할 수도 있지만, 본 논문에서는 이를 적용하지 않았다. 또한, 가압기 및 증기발생기 수위에 대한 초기값은 전출력에 대해 프로그램된 공칭값을 사용하며, 증기발생기 관막음 정도는 최대로 가정하였다.

DNBR에 대한 초기 가용 여유도를 최소화하기 위하여 초기 노심 유량은 최소값을 선택한다. 계통 감속특성은 압력손실을 유발하는 계통루프저항과 펌프고유특성들 중 플라이휠 관성 및 펌프 토크에 의해 결정된다. 계통루프저항은 발전소내 측정으로 얻을 수 있으며, 펌프특성은 제작사로부터 얻을 수 있다. 본 논문에서는 표 2에 기술된 바와 같이 초기 노심 유량으로 293,700gpm 즉, 루프당 97,900gpm을 사용하여 안전해석을 수행하였다.

DNBR 계산시 필요한 반경방향 및 축방향 출력분포와 침투계수는 일반적으로 노심분석으로 생성된 것을 사용한다. WH형 원전은 엔탈피 고온수로계수인 $F_{\Delta H}^N$ 에 의해 결정되는 반경방향 설계 출력분포를 사용한다. 출력이 감소함에 따라 증가하는 $F_{\Delta H}^N$ 는 다음과 같다.

$$F_{\Delta H}^N = F_{\Delta H, RTP}^N \{1 + PF_{\Delta H}(1 - P)\}$$

여기서, $F_{\Delta H, RTP}^N$ 는 정격열출력(RTP)에서의 엔탈피 고온수로계수로서 1.446 ~ 1.59이며, $PF_{\Delta H}$ 는 Part-Power Multiplier로 국내 원전에서는 0.3을 사용한다. P는 RTP에 대한 비로 100% 출력에 해당하는 값은 1.0이다.

본 사고에 대한 안전해석시 최대 열속 및 최소 DNBR이 발생하도록 최대 엔탈피 고온수로계수를 사용한다. 또한, 엔탈피 고온수로계수가 최대값이 되도록 수로간 혼합을 최소화하고 가장 편평한 핵연료봉 집합체 출력분포를 사용한다. WH형 원전의 축방향 설계 출력분포는 일반적으로 1.55 Chopped Cosine 분포를 가지며, 본 논문에서도 이를 고려하였다.

일반적으로 안전해석을 수행할 때에는 안전등급 계측설비 및 계통만 고려하므로, 본 논문에서도 원자로 냉각재 유량 부분 상실시 안전등급 설비 및 계통을 제외한 어떤 제어계통도 작동하지 않는다는 가정하였다. 또한, 증기발생기에 공급되는 급수유량은 증기유량과 동일하며, RCP의 모터 관성은 공칭값의 90%에 해당하는 값을 가진다고 가정하였다.

3.2 원자로 냉각재 유량 완전 상실

원자로 냉각재 유량 완전 상실은 모든 RCP에 공급되는 전원의 동시상실로 인해 발생할 수 있다. 이 공급전원의 동시상실은 두 펌프모션에 공급하는 변압기의 고장에 이은 외부전원으로의 전환에 대한 고장 또는 두 펌프모션회로의 부주의한 개방에 의해 발생하거나 양쪽 모션의 고장과 같은 공통원인사건에 의해 발생할 수도 있다. 일반적으로, 원자로 냉각재 유량 완전 상실은 원자로 냉각재 유량 부분 상실보다 더 심각한 결과를 유발한다.

RCP 공급전원의 전압이나 공급전압의 주파수가 감소하여 발생한 원자로 냉각재 유량 완전 상실시 원자로는 RCP 모션 저전압신호 또는 저주파수신호에 의해 정지된다. RCP 모션 저전압에 의한 원자로정지는 2개 이상의 RCP 전압상실을 초래할 수 있는 상태로부터 노심을 보호하기 위해 제공되며, 원자로출력이 10% 이하인 경우에는 P-7 신호에 의해 저전압 원자로 정지신호가 차단된다. RCP 모션 저주파수에 의한 원자로정지는 전력망에서의 주파수교란에 의해 유발되는 저주파수 상태에 대하여 원자로를 정지시키기 위하여 제공되는데, 저주파수 신호가 발생하면 저주파수 계전기가 작동하여 RCP 공급전원 차단기를 개방시켜 원자로를 정지시킨다. 일반적으로 상기 RCP 모션 저전압 또는 저주파수에 의한 원자로정지가 저유량에 의한 원자로정지보다 상대적으로 일찍 발생하여 원자로 냉각재 유량 완전 상실로부터 노심을 보호한다.

ANS Condition III 사건으로 분류된 원자로 냉각재 유량 완전 상실에 대한 일반적인 허용기준은 다음과 같다. 첫째, 핵연료 중 극히 일부만이 손상될 수 있으며, 핵연료가 손상된 상태에서 상당기간동안 출력운전을 할 수 없다. 둘째, DNBR은 설계제한치 이상으로 유지되어야 한다. 셋째, 최대 RCS 압력은 ASME Sec. III "Level C Service Limits" 이하로 유지되어야 한다. 넷째, 이 사건으로 인한 방사선 유출량은 10CFR20에 기술된 제한치를 초과할 수 있으나 10CFR100에 기술된 제한치보다 훨씬 작아야 한다. 마지막으로, Condition IV 사건으로 악화되지 않아야 한다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실에 대해 해석할 때 사용한 계통 분할도 및 기본 입력에 사용한 계통 모델링 등은 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대한 안전해석시 사용한 것과 동일하다. 한편, 원자로 냉각재 유량 완전 상실을 모사하기 위하여 10초 동안의 정상상태 후 모든 RCP가 정지하도록 모사하였다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실에 대해 안전해석을 수행할 때 사용된 초기조건 및 주요 입력 변수 등은 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대해 안전해석을 수행할 때 사용한 것과 동일하지만, 원자로 냉각재 유량 완전 상실시 원자로정지를 유발하는 신호는 RCS 저유량 및 RCP 모션 저전압/저주파수 신호로 RCS 저유량에 의해 원자로가 정지되는 원자로 냉각재 유량 부분 상실과 다르다. 그러나, 이 신호들에 대한 원자로정지 설정치는 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 바와 동일한 방법으로 설정하며, 저전압/저주파수신호에 의해 제어봉 삽입이 시작되는 정지 지연시간으로 1.5초 ~ 1.6초를 사용한다. 본 논문에서는 FSAR 15.3.2에서 사용한 원자로 정지신호와 동일한 RCP 모션 저전압신호를 수동으로 작동하도록 모델링하였으며, 이 신호와 관련한 원자로정지 지연시간은 1.5초를 사용하였다.

제어봉 반응도 삽입을 및 반응도 궤환효과에 대해서는 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 것과 동일한 방법으로 선정하며, 노심 열출력, 노심 유량, 그리고 원자로 냉각재 온도 및 가압기 압력 등에 대한 초기조건 및 가정은 3.1절과 동일하게 사용하였다.

4. 해석 결과

4.1 DNBR 모델 개선 결과

그림 1 및 그림 2는 각각 기존의 RETRAN W-3 상관식(그림 1 및 그림 2의 "W-3"으로 표시된 그래프)을 이용하여 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실에 대해 계산한 최소 DNBR과 2.4절 DNBR 모델 개선에서 기술한 방법들, 즉 RETRAN WRB-2 상관식("WRB-2") 및 RETRAN WRB-1 상관식("WRB-1")을 이용한 최소 DNBR 계산결과를 비교한 것이다. 또한, 이 그림들에는 상기 방법들을 이용하여 계산한 결과에 대한 타당성을 비교하기 위하여 THINC WRB-2 상관식을 이용하여 계산한 FSAR 결과("FSAR")도 함께 제시하였다. 먼저, RETRAN W-3 결과와 THINC WRB-2 결과인 FSAR 결과를 비교해보면 전체적으로 유사한 경향을 보이지만 최소 DNBR 값에서 아주 큰 차이를 보이고 있다. 반면, RETRAN WRB-2 결과와 FSAR 결과를 비교해보면 W-3결과보다 최소 DNBR 값에서도 근소한 차이만 있고 경향은 거의 일치한다는 것을 알 수 있다. 또한, RETRAN WRB-1 결과는 RETRAN W-3 결과와 RETRAN WRB-2 결과와 유사한 경향은 보여주지만, 최소 DNBR 값에서는 W-3보다는 큰 값을 가지지만 WRB-2보다는 작은 값을 가진다는 것을 보여주고 있다.

4.2 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실 안전해석

개선된 RETRAN 코드를 이용하여 수행한 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실에 대한 안전해석 결과는 FSAR 15.3.1 및 15.3.2의 결과와 함께 각각 표 5 및 그림 3 ~ 그림 8과 표 6 및 그림 9 ~ 13에 제시하였다. 먼저, 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대한 안전해석 결과인 표 5와 그림 3 ~ 그림 8로부터 RETRAN을 이용한 계산결과와 FSAR 결과가 전반적으로 동일한 경향을 가진다는 것을 알 수 있다. 그러나, 최대 가압기 압력에서 FSAR 결과보다 RETRAN을 이용한 계산결과가 55.19psi 낮게 나타난 것은 표 5에서 보여주듯이 RETRAN을 이용한 계산에서 저유량 신호가

FSAR 결과보다 약 0.15초 일찍 발생하여 원자로가 FSAR 결과보다 0.14초 일찍 정지하기 시작하고 열출력이 FSAR 결과보다 더 감소하기 시작하기 때문이다. 또한, RETRAN 계산결과 중 더 낮은 가압기 압력과 더 적은 열출력으로 FSAR 결과보다 더 높은 DNBR을 얻을 수 있었다. 다음으로, 원자로 냉각재 유량 완전 상실에 대한 안전해석 결과인 표 6과 그림 9 ~ 그림 13은 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대한 안전해석 결과에서와 같이 RETRAN을 이용한 계산결과와 FSAR 결과가 전반적으로 동일한 경향을 보여준다. 그러나, 최대 가압기 압력에서 FSAR 결과보다 RETRAN을 이용한 계산결과가 48.73psi 낮게 나타난 것은 표 5에서 보여주는 바와 같이 거의 같은 시간에 원자로 정지가 시작되었지만 그림 9에서처럼 약 4초까지의 사고초기 핵출력에서의 차이에서 기인한 것으로 분석된다. 이러한 핵출력의 차이는 MTC나 도플러계수 등의 반응도 케환효과에 의한 영향에서 유발된 것이다.

5. 결론 및 향후계획

전력연구원에서 과학기술부의 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발” 과제를 통해 Non-LOCA 안전해석용 방법론을 개발하는 중 RETRAN으로 WRB-1 및 WRB-2 DNB 상관식을 이용하여 DNBR을 계산할 필요성이 발생하였다. 이에 RETRAN을 이용한 DNBR 계산의 범위를 확대시킬 수 있도록 기존의 RETRAN에 WRB-1 및 WRB-2 DNB 상관식을 추가하여 DNBR 모델을 개선하였다. 개선된 코드에 대한 검증의 일환으로 이 코드를 이용해 원자로 냉각재 유량 부분상실 및 완전상실에 대한 안전해석을 수행하였으며, 그 결과를 FSAR의 결과와 비교·검토하였다. 향후, 이 코드를 이용해 다른 여러 가지 사고에 대한 안전해석을 수행하여 그 결과를 FSAR의 결과와 비교·검토할 예정이다. 또한, 본 논문에서는 적용대상 호기 중 영광 2호기의 VANTAGE 5H 핵연료집합체에 대한 데이터를 WRB-1이나 WRB-2의 서브루틴에 직접 포함시켜 다른 발전소의 다른 핵연료집합체에 대해서는 적용할 수 없었으나, 향후에는 모든 호기에 모든 핵연료집합체에 대해서도 적용할 수 있도록 입력으로 발전소별 데이터를 제공하는 방식으로 개선할 예정이다.

감사의 글

과학기술부 원자력연구개발 중장기과제 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발”의 세부과제 “원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”의 일환으로 본 연구를 수행하였습니다.

참 고 문 헌

1. "Safety Analysis Standard", Rev. 6, Apr. 1999, WH
2. L. J. Agee, et al., "The Reactor Analysis Support Package (RASP), NP-4498, Vol. 3, May 1986, EPRI
3. 최희기, "TXU Reload Core Design and Safety Analysis Methodology", 2000. 11, 한국전력공사
4. J. G. Shatford, et al., "RETRAN-3D User's Manual", NP-7450, Vol. 3, Oct. 1996, EPRI
5. G. H. Heberle, "LOFTRAN-Code Description and User's Manual", WCAP-7878, Rev. 5, Nov. 1989, WH
6. YGN 1&2 FSAR, Apr. 1994, 한국전력공사
7. YGN 1&2 PL&S, 개정 3판, 1993. 12, 한국전력공사
8. Kewaunee Nuclear Power Plant, "DYNODE-P RETRAN-3D Benchmark", June 2000.
9. "과도 및 사고분석(I)", 안전담당-4, 1996. 4, 한국전력공사
10. "Thermal-Hydraulic Design Procedure Manual", 1990, WH
11. "Thermal-Hydraulic Engineering Services Manual", 1990, WH

표 1. WH형 발전소 설계 비교

	고리 1	고리 2	고리 3/4	영광 1	영광 2
정격 열출력 (MWt)	1724	1876	2775	2775	2775
루프 수	2	2	3	3	3
열수력 설계 방법	ITDP	STDP	ITDP	RTDP	ITDP
핵연료 타입	OFA	Standard	V5H	V5H	V5H
DNB 상관식	WRB-1	W-3/WRB-1	WRB-2	WRB-2	WRB-2
$F_{\Delta H}$	1.49	1.55	1.59	1.59	1.59
F_q	2.35	2.34	2.60	2.60	2.60

표 2. 원자로 냉각재 유량 감소 해석에 사용한 초기 조건

변 수	공 칭 값
노심 열출력 (MWt)	2775
RCP에 의한 열출력 (MWt)	12
원자로용기 평균온도 (°F)	588.5
가압기 압력 (psia)	2250
루프당 원자로 냉각재 유량 (gpm)	97,900
전체 원자로 냉각재 유량 (10^6 lb/hr)	109.3
전체 증기 유량 (10^6 lb/hr)	12.3
SG 출구에서의 증기압 (psia)	964
SG 입구에서의 급수온도 (°F)	440
노심 평균 열속 (Btu/hr-ft ²)	197,200

표 3. W-3 상관식 및 WRB-2 상관식 관련 변수 비교

W-3 관련 변수		WRB-2 관련 변수	
Pressure, P	psia	Pressure, P	psia
Local Quality, χ	-	Local Quality, χ	-
Local Mass Velocity, G	lbm/hr-ft ²	Local Mass Velocity, G	lbm/hr-ft ²
Inlet Enthalpy, H_{in}	Btu/lbm	-	-
Equivalent Hydraulic Diameter, D_e	in.	Equivalent Hydraulic Diameter, D_e	in.
Equivalent Heated H. D., D_h	in.	Equivalent Heated H. D., D_h	in.
Total Heated Length, L	ft	Distance from Beginning of Heated Length, L_H	ft
-	-	Distance from Last Grid, d_g	in.
-	-	Grid Spacing, g_{sp}	in.

표 4. W-3 상관식, WRB-2 상관식 및 WRB-1 상관식 관련 변수 비교

W-3 및 WRB-2 관련 변수		WRB-1 관련 변수	
Pressure, P	psia	Pressure, P	psia
Local Quality, χ	-	Local Quality, χ	-
Local Mass Velocity, G	lbm/hr-ft ²	Local Mass Velocity, G	lbm/hr-ft ²
Inlet Enthalpy, H _{in}	Btu/lbm	-	-
Equivalent Hydraulic Diameter, D _e	in.	Equivalent Hydraulic Diameter, D _e	in.
Equivalent Heated H. D., D _h	in.	Equivalent Heated H. D., D _h	in.
Total Heated Length, L [W-3]	ft		
Distance from Beginning of Heated Length, L _H [WRB-2]	ft	Distance from Beginning of Heated Length, L _H	ft
Distance from Last Grid, d _g	in.	Distance from Last Grid, d _g	in.
Grid Spacing, g _{sp}	in.	Grid Spacing, g _{sp}	in.
-	-	Performance Factor, PF	-

표 5. 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사고 경과

항 목	FSAR	RETRAN 계산
RCP #1 정지	0.0 (초)	0.00 (초)
저유량신호 발생	1.4	1.25
저유량신호에 의한 원자로정지	2.4	2.26
원자로정지에 의한 터빈정지	-	2.47
MDNBR 발생	4.0	3.58
터빈정지에 의한 급수관 및 증기관 격리	-	9.47
주급수 펌프 #1, #2, #3 정지	-	9.48
계산종료	10.0	10.0

표 6. 원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고 경과

항 목	FSAR	RETRAN 계산
모든 RCP 정지 및 RCP 모션 저전압 신호 발생	0.0 (초)	0.00 (초)
RCP 모션 저전압 신호에 의한 원자로정지	1.5	1.51
저유량신호 발생	-	1.58
원자로정지에 의한 터빈정지	-	1.72
MDNBR 발생	3.9	3.75
터빈정지에 의한 급수관 및 증기관 격리	-	8.72
주급수 펌프 #1, #2, #3 정지	-	8.73
계산종료	10.0	10.0

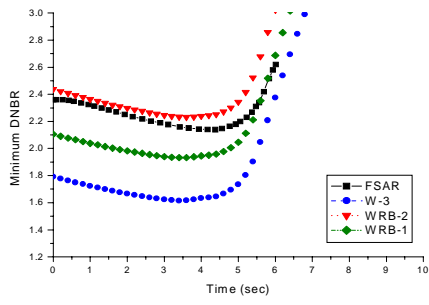


그림 1. DNBR 계산 결과 비교 - PLOF

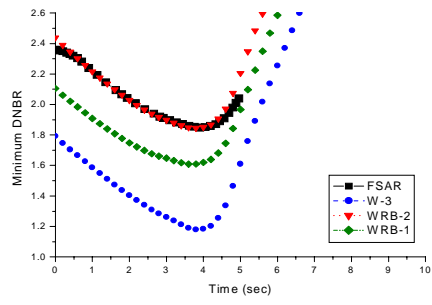


그림 2. DNBR 계산 결과 비교 - CLOF

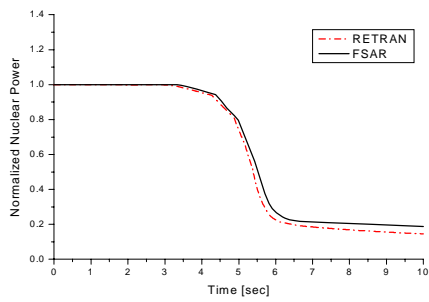


그림 3. 시간에 따른 핵출력 변화 - PLOF

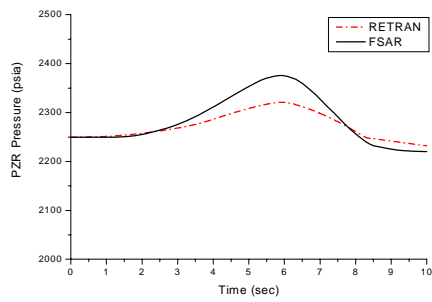


그림 4. 시간에 따른 PZR 압력 변화 - PLOF

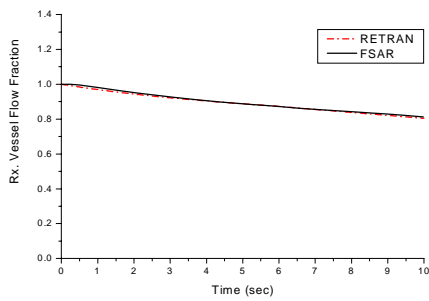


그림 5. 시간에 따른 노심유량 변화 - PLOF

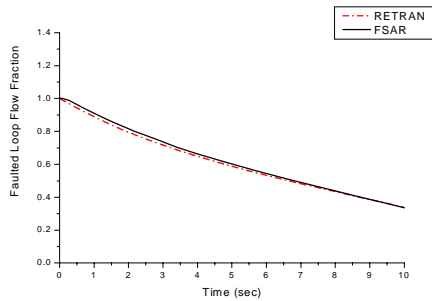


그림 6. 시간에 따른 손상루프유량 변화 - PLOF

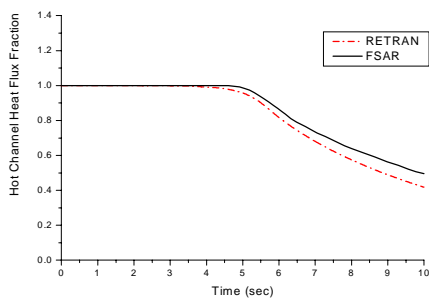


그림 7. 시간에 따른 열출력 변화 - PLOF

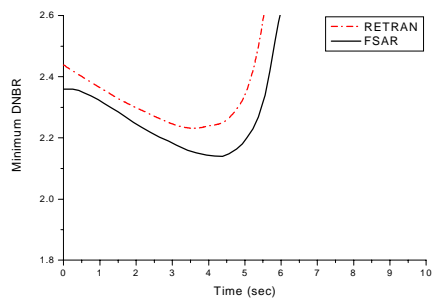


그림 8. 시간에 따른 DNBR 변화 - PLOF

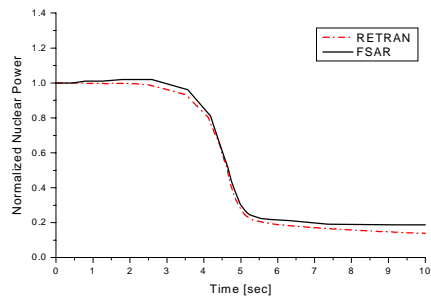


그림 9. 시간에 따른 핵출력 변화 - CLOF

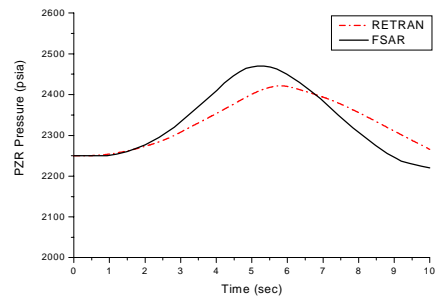


그림 10. 시간에 따른 PZR 압력 변화 - CLOF

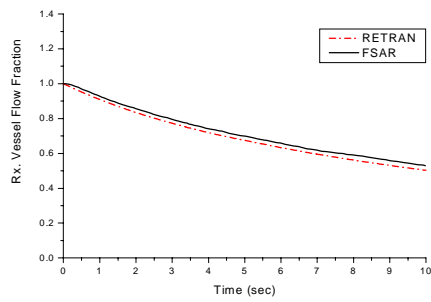


그림 11. 시간에 따른 노심 유량 변화 - CLOF

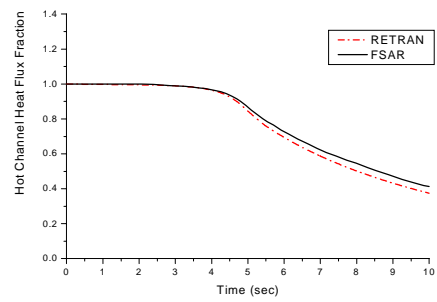


그림 12. 시간에 따른 열출력 변화 - CLOF

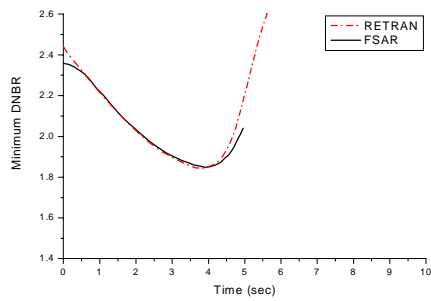


그림 13. 시간에 따른 DNBR 변화 - CLOF