2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

RETRAN-3D 과도분석기 적용: 울진 4 호기 증기발생기 전열관 파단사고 모의

Application of the Visual System Analyzer (ViSA) for RETRAN-3D: Simulation of Steam Generator Tube Rupture Accident at Ulchin Units 4

이승욱, 김경두, 배성원, 이영진, 이원재, 정법동, 정재준, 황문규
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

한국원자력연구소에서는 최적계산코드인 MARS와 RETRAN-3D를 기반으로 하는 원자로 과도분석기(Visual System Anlyzer)를 개발하고 있다. 원자로 과도분석기는 크게 최적계산코드 및 입력 부분과 발전소 계기창와 대화형 제어기능 등의 GUI(Graphic User Interface) 환경의 2 가지 부분으로 구성된다. 최적계산코드에서 계산되는 주요 물성치 정보는 GUI 환경을 통해 사용자에게 전달되며 사용자는 이러한 정보를 토대로 발전소 운전에 필요한 행위를 최적계산코드에 feedback 시킬 수 있다. 따라서 발전소 과도상태 해석시 발생할 수 있는 필요한 운전행위의 모의는 GUI 환경을 통해 이루어지므로 기존 최적계산코드를 사용할 경우 발생할 수 있는 복잡한 제어입력 작성의 번거로움을 해소할 수 있다. 본 논문에서는 원자로 과도분석기와 울진 3/4호기용 RETRAN-3D 입력을 이용하여 울진 4호기 원전에서 실제 발생하였던 증기발생기 전열관 파단사고를 모의하고 그 결과를 발전소 실측 자료와 비교하였다. 울진 3/4호기용 RETRAN-3D 입력은 Non-LOCA 및 소형 냉각재 상실사고를 적절히 모의할 수 있는 계통 분할 및 발전소 자동제어논리가 포함되어 있으며 상기 사고를 모의한 결과, 울진 3/4호기용 RETRAN-3D 입력의 건전성과 GUI 환경의 유효성을 확인할 수 있었다.

Abstract

Korea Atomic Energy Institute (KAERI) has developed Visual System Analyzer (ViSA) based on MARS and RETRAN-3D codes. ViSA is composed of two parts; the best estimate (B-E) codes including plant input and Graphic User Interface (GUI) that includes the plant mimic and an interactive control function, etc. The calculation results of the B-E code are transferred to a user via GUI and the user can apply the operator's action into the B-E code using an interactive control function. Therefore, it is not necessary to prepare the complex control input data to simulate the various operator's actions which may occur during the transient. In this study, the Steam Generator Tube Rupture (SGTR) Accident occurred at Ulchin Unit 4 is simulated using ViSA and the simulation results are compared with the measured plant data. The RETRAN-3D plant input data used in this simulation is designed for the

simulation from normal operation condition to Small-Break LOCA and includes a required plant control input. From the results of SGTR simulation, we can find out the effectiveness of GUI function in ViSA as well as the soundness of input data for Ulchin Unit 3/4.

1. 서론

최적 계통분석 코드 사용의 어려움을 극복하기 위해 한국원자력연구소에서는 최적 계통분석 코드인 RETRAN-3D와 국내 개발된 MARS를 기본으로 국내 경수로 6개 원전에 대한 원자로 과도분석기(ViSA : Visual System Analyzer)를 개발하고 있다.

원자로 과도분석기는 Non-LOCA 모의용으로 RETRAN-3D코드 및 LOCA 모의용으로 MARS 코드의 동적 연계 라이브러리(Dynamic Link Library)와 각 코드용 최적 입력자료를 포함하며 입력작성을 용이하게 해주는 입력자료 작성기능과 발전소 주요 계통 변수를 보여주고 운전 제어행위가 가능한 발전소 계기창을 갖춘 그래픽 사용자 환경으로 구성된다. 이외에도 과도상태 해석시에 필요한 여러가지 운전조작을 위해 대화형 제어기능을 내장하고 있는데 이러한 제어기능은 입력 작성시 불필요한 제어입력을 줄일 수 있다.

일반적으로 비상운전절차서에서의 운전원 조치들은 계통 변수의 조건에 따라 달라지기 때문에 이를 기존 최적 계통해석 코드를 이용하여 모의하기 위해서는 상당히 복잡한 제어 입력자료가 필요하며 제어 입력의 오류 여부를 판별하기도 힘들다. 특히 Non-LOCA 모의를 담당하는 RETRAN 코드의 경우에는 사고완화를 위해 다양한 운전원 조치들이 필요하므로 LOCA 사고해석시와 비교할 때 제어입력 작성이 더 어려울 뿐만 아니라 사고별로 각기 다른 발전소 입력이 필요하므로 사용상의 번거로움이 생긴다. 원자로 과도분석기는 이러한 최적계산코드 사용상의 단점을 해결하기 위해 개발되었으며 1개의 기본 입력만으로도 다양한 사고모의가 가능하다.

원자로 과도분석기는 기본적으로 최적계산코드 입력의 모의 충실도에 따라 해석결과가 달라지므로 사용 입력의 건전성 여부가 중요하다. 따라서 과도분석기 입력은 사용자 요구를 충분히 만족시킬 수 있도록 작성되어야 하며 특히 제어입력은 충분한 모의충실도를 갖추어야 한다. 본 논문에서는 국내 경수로형 원전 6개중 울진 3/4호기용 Non-LOCA 입력의 건전성 및 모의 충실도를 확인하기 위해 2002년 4월 5일에 울진 4호기에서 발생한 증기발생기 전열관 파단사고 결과를 모의 결과와 비교함으로써 입력자료의 건전성과 ViSA의 효율성을 검증하였다.

2. 원자로 과도분석 시스템 기본 입력모델 개발 및 대화형 제어기능 개요

원자로 과도분석 시스템은 RETRAN-3D의 기본입력을 그대로 사용할 수 있으며 본 모의에서 사용된 입력자료는 운전원의 수동운전을 모사하기 위한 추가 입력자료 외에는 RETRAN-3D의 기본입력 자료와 동일하다. RETRAN-3D의 기본 입력자료는 원자로 냉각재 계통과 주증기 계통 및 기타 경계조건을 포함하는 기하입력 모델과 발전소 제어기능을 모의하기 위한 제어입력 모델로 구성되어 있다.

2.1 울진 3/4호기용 RETRAN-3D 기하입력 모델 개발

울진 3/4호기는 한국형 표준원전(KSNP)으로서 본 모의에서는 핵증기공급계통(NSSS)을 모델링 범위로 한정하며 나머지 급수 및 터빈 계통 등의 BOP 계통은 경계조건으로 처리한다.

원자로 냉각재 계통은 크게 원자로 압력용기, 냉각재펌프, 가압기, 증기발생기 그리고 연결 배관으로 구성되어 있다. 원자로 냉각재계통은 원자로 압력용기, 노심, 하향유로, 증기발생기, 고온관, 저온관, 원자로 냉각재펌프, 그리고 가압기로 구성된다.

원자로 압력용기는 상하부 공동, 하향유로, 우회유로 및 노심으로 이루어져 있다. 노심은 유효 열전달 부분을 축방향으로 6개의 제어체적으로 나누었다. 원자로 용기 내부의 우회유로는 노심 우회 유로, 가이드 튜브로의 우회 유로, 입구노즐에서 상부헤드로의 우회 유로, 그리고 상부공동의 출구 노즐로의 직접 우회 유로의 4가지를 반영하였다.

증기발생기는 1차측 세관을 직관부 10개와 상부 곡관부 2개 등 총 12개의 제어체적으로 모델링하였으며 2차측은 pre-heater, economizer, riser, separator, steam dome 영역으로 구분하여 모델링하였다. 1차측과 2차측 냉각재 사이의 열전달을 모사하기 위해 각각의 제어체적에 열전도체를 하나씩 부착하였다. 증기발생기 입출구의 공동(Inlet/Outlet Plenum)과 튜브시트(Tube Sheet)는 하나의 제어체적으로 모사하였다.

원자로 압력용기와 증기발생기 튜브를 연결하는 고온관은 유로 당 1개씩 설치되어 있는데 각각의 고온관은 2개의 제어체적으로 모델하였다. 증기발생기 출구에서 원자로 냉각재펌프에 이르는 중간 냉각재 배관(Crossover Leg)은 3개의 제어체적으로, 원자로 냉각재펌프 후단에서 원자로 압력용기 입구까지의 저온관은 2개의 제어체적으로 모사하였다. 각각의 저온관 및 중간냉각재 배관은 증기발생기당 2개씩 설치되어 있다.

가압기는 전체를 하나의 제어체적으로 모사하였고 실제 가압기에서 존재하는 기상과 액상 영역 그리고 액상 내의 기포 등을 모사할 수 있는 열적 비평형 모델을 사용하되 가압기 수위 변화에 따른 압력 변동을 효과적으로 모사하기 위해 각 영역간의 inter-region heat transfer coefficient는 사용자 입력값인 3000 Btu/hr·ft^2·°F 로 가정하였다. 1차 계통의 과압을 방지하기 위한 가압기 압력방출밸브, 감압밸브 및 분무밸브와 압력조절을 위한 비례전열기 및 보조전열기를 모델링 하였으며 모든 밸브 및 전열기의 수동 제어가 가능하도록 하였다.

주증기계통은 증기발생기, 주증기관, 주증기 헤더, 주증기 격리밸브, 안전밸브, 대기방출밸브, 주증기 터빈, 주증기 덤프계통 등으로 구성되었다. 증기발생기 상부 증기 Dome 영역과 하부 강수관 영역에서는 상분리 모델(Bubble Rise Model)을 사용하였다. 역시 각종 밸브들의 개폐는 수동조작이 가능하다.

주증기관은 증기발생기당 2개씩 설치되어 있으며 각 주증기관은 1개의 제어체적으로 구성하였고 주증기 격리밸브 후단은 1개의 주증기 헤더로 구성하여 전체를 5개의 제어체적으로 모사하였다. 주급수 유량은 경계 조건으로서 RETRAN-3D의 Fill Junction 을 사용하여 모델링하였으며 각각의 주급수 junction에는 밸브가 설치되어 유량을 조절한다. 보조급수는 유량 또는 밸브면적에 대한 수동제어가 가능하다.

반응도 모델은 Point Kinetics Model을 사용하였으며 반응도 계산을 위한 모델은 원자로 정지에 대한 반응도 삽입, 냉각재 밀도계수에 의한 반응도 궤환, 핵연료 온도계수에 의한 반응도 궤환, 제어봉 제어계통에 의한 반응도 삽입, 보론 농도에 따른 반응도 삽입으로 구성된다.

열전도체 모델은 노심 핵연료봉의 열생성, 증기발생기 U-tube에서의 열전달, 그리고 1, 2차측 구조물들의 열용량(Heat Capacity) 및 열전달을 고려하기 위해 작성하였다. 이외에도 원자로 용기의 구조물, 원자로 냉각재계통의 배관, 가압기 등에 대해서도 열전도체 모델을 적용하였다.

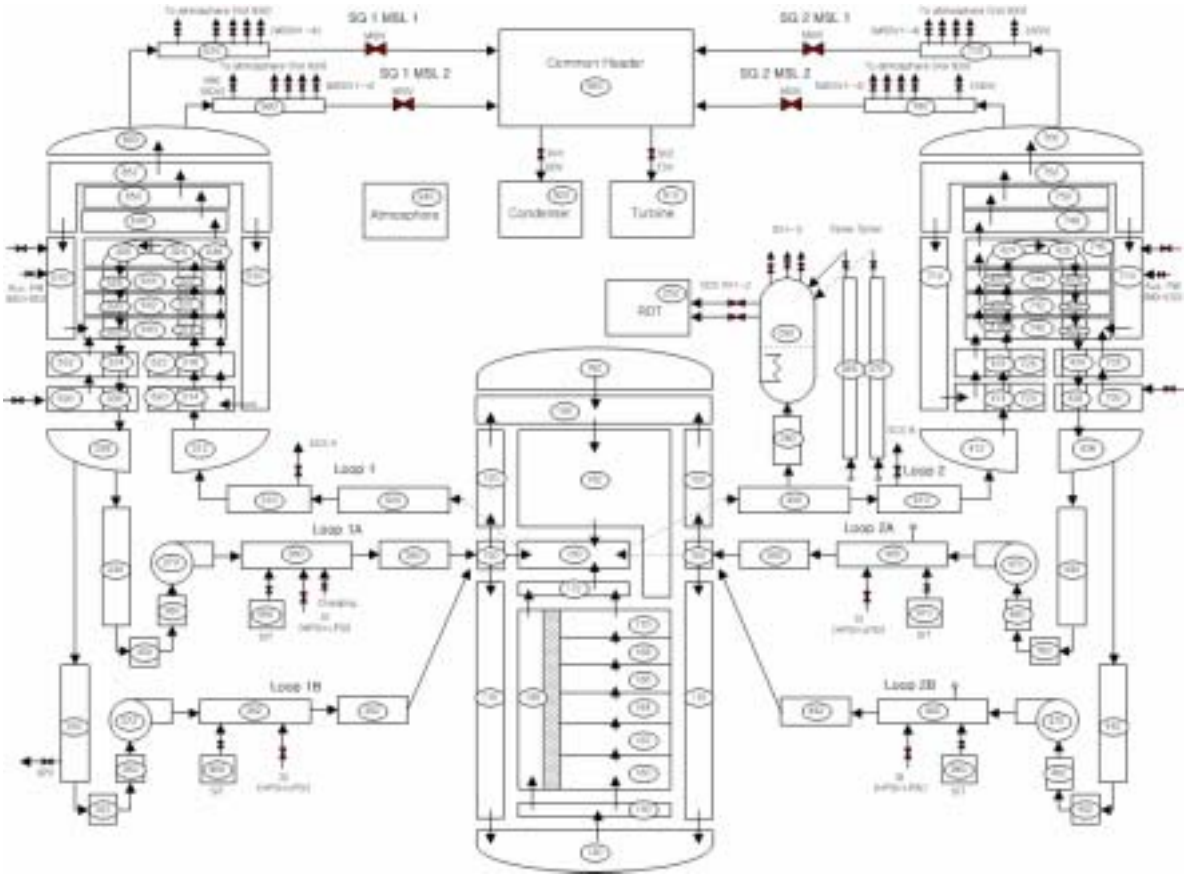

그림 1. 울진 3/4호기 핵증기 공급 계통 nodalization

2.2 RETRAN-3D 제어입력 모델 개발 및 초기조건

제어계통 입력은 발전소 제어계통, 발전소 보호계통, 공학적 안전설비계통 등으로 구성된다. 발전소 제어계통은 원자로 출력 및 제어봉 제어계통, 주급수 제어계통, 증기우회 제어계통, 원자로 출력감발 계통, 가압기 압력 및 수위 제어계통을 포함한다. 발전소 보호계통은 원자로 및 터빈정지 신호를 제공하며 다중보호계통을 포함하고 있다. 이외에도 실제 발전소에서 채택하고 있는 노심보호연산기(Core Protection Calculator) 모듈을 도입하여 사용자 선택에 따라 기능을 사용할 수 있도록 하였으며 입력은 기본으로 제공한다.

공학적 안전설비계통은 안전주입 계통, 보조급수계통 등이 있으며 이중 안전주입유량은 저온관 압력에 대한 함수 형태로 모델링하였다.

본 모의에서 사용된 입력의 초기조건은 전출력 운전상태이며 RETRAN-3D 기본 입력자료에 대한 입력배경서는 참고문헌 [1]에 상세히 수록하였다.

2.3 발전소 계기창과 대화형 제어창을 이용한 발전소 제어 기능 개요

본 모의에서 사용한 발전소 계기창과 대화형 제어기능은 과도분석기의 주요한 기능으로 이를 통해 사용자가 원하는 시간에 발전소 제어가 가능하다. 대화형 제어창의 구성은 각종 트립 발생 시점과 내용을 사용자에게 알려주는 trip message window와 사용자 제어에 필요한 interactive control window로 되어 있으며 제어 가능한 component로는 Trip, Valve, Fill junction flow 및 가압기 전열기와 같은 Non-conducting conductor가 있다. 일례로 사용자가 가압기 압력 계기창에 나타나는 수치를 보고 가압기 압력방출밸브 1번 밸브를 50 %의 개도까지 25 %/sec의 개방율로 개방하고 싶으면 interactive control window에서 해당 밸브를 'manual'로 선택한 후 'Trip/Target' 수치를 '50', 'Setpoint/Rate' 수치를 '25'로 설정하면 설정된 개방율로 밸브가 열리게 되며 아래 그림과 같이 표시된다.

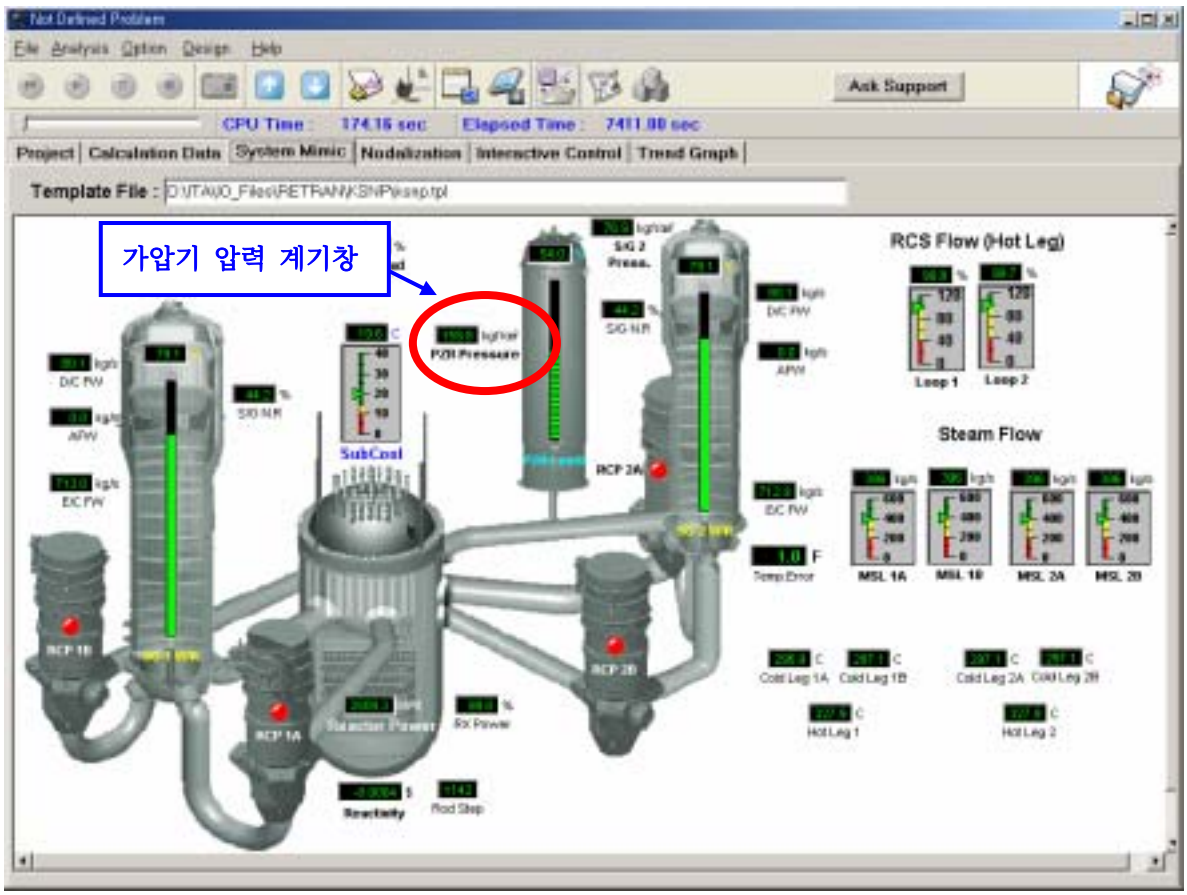

그림 2-1. 발전소 계기창을 통한 압력 수치 확인

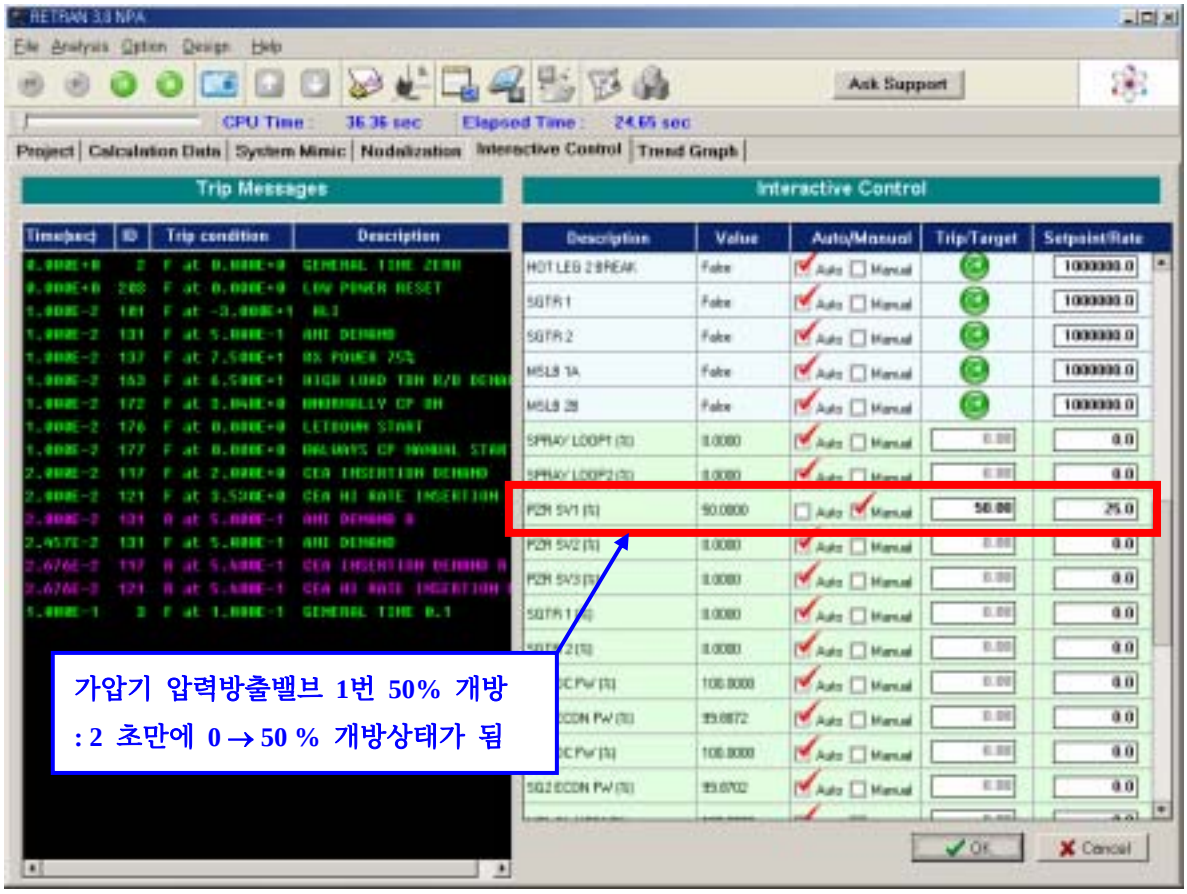

그림 2-2. 대화형 제어창을 이용한 밸브 제어 예

3. 울진 4호기 증기발생기 전열관 파단사고 개요 및 입력 수정 내용

울진 4호기는 2002년 4월 5일 0시 10분에 계획예방정지를 위한 원자로 정지가 이루어졌으며 이후 고온대기상태(158 kgf/cm^{2}A, ~295 °C)에서 냉각운전 중인 18시 33분 경부터 가압기 수위 및 압력이 급속하게 감소하기 시작하였다. 이에 따라 운전원은 원자로 냉각재 재고량 유지를 위해 RCS 냉각을 중지하고 충전펌프 1대를 추가 기동하여 충전유량을 최대로 유지하며 가압기 수위 회복을 시도하였다. 그렇지만 가압기 수위는 계속 감소하였으며 사고발생 약 13 분 후에 증기발생기 2번 시료채취 계통에서 방사능 주의 경보가 발생하였고 증기발생기의 수위가 급증하였음을 확인하였다. 이에 따라 운전원은 전열관 누설 징후를 인지하고 손상된 증기발생기 2번을 격리하여 방사능 오염 확산을 방지하였다. 그러나 가압기 수위의 계속적인 감소로 인해 냉각재 재고량이 지속적으로 감소함에 따라 운전원은 수동으로 안전주입을 작동하였다. 이후 적절한 비상운전절차를 통해 건전한 증기발생기를 이용한 냉각 운전과 가압기 살수계통을 통한 1차 계통의 감압운전을 수행하여 사고발생 후 약 1시간 26분경에 1차 및 2차 계통의 압력평형을 이루어 냉각재 누설을 방지하고 발전소를 안정상태로 유지하였으며 이러한 일련의 사건 경위를 표 1에 시간대 별로 나타내었다.

앞서 설명한 바와 같이 울진 3/4호기 RETRAN-3D 입력은 전출력 운전을 초기조건으로 하였다. 그러나 SGTR 사고발생 시점은 고온대기에서 냉각운전 중에 발생하였기 때문에 노심

잔열 효과를 모의하기 위해서는 원자로 정지 후 약 18.5 시간을 기다려야 한다. 따라서 본 모의에서는 기본입력의 point-kinetics 옵션 대신 general table을 이용하여 노심 잔열을 모의하였으며 사고 초기 조건에서의 노심 잔열은 0.6 % 수준인 16.9 MWt 열출력을 사용하였다(참고문헌[4], Fig.8.3). 증기발생기 전열관은 파단 전열관 1개를 별도로 모의하지 않고 기본 입력자료를 그대로 사용하였는데 파단 부위의 임계유량 상관식은 Extended Henry-Fauske/Moody 모델을 사용한다. 파단 초기시의 임계유량은 약 57.3 lbm/sec로서 참고문헌[3]에서 제시한 결과인 55.6 lbm/sec와 유사한 결과를 보인다.

표 1. 울진 4호기 증기발생기 전열관 파단사고 경위 (참고문헌[3], p.9)

시간	사건 경위	비고
00:10	계획예방정비를 위한 발전소 정지	
17:50	RCS 냉각 시작, 증기우회밸브 개도 조절	가압기 압력 : 158.3 kgf/cm^{2}A
18:33	가압기 수위의 급속한 감소 시작	가압기 수위 : 34.6 %
18:34	증기우회밸브 차단	냉각 중단
18:35	충전펌프 1대 추가 기동 (총 3대 운전)	충전유량 최대
18:38	가압기 ‘저’압력 안전주입 설정치 reset	설정치: 98.0 kgf/cm^{2}A
18:42	가압기 수위 지시치가 ‘0’을 나타냄	
18:46	SG #2 시료채취계통 방사능 경보 발생 및 격리	MSIV, MSIVBV, MFIV 폐쇄
18:49	안전주입 수동 작동	가압기 압력 : 103 kgf/cm^{2}A
18:54	SBCS V001 개방	SG #1을 이용하여 냉각
18:58	SG #2 고수위(95% NR)에 의한 주증기격리 신호	SG #1/2 격리
19:00	SG #2 주증기격리밸브 우회밸브 jog open	SG #2 압력증가 방지
19:05	가압기 압력 감소를 위한 주살수 밸브 개방	
19:07	SG #1에 급수공급 재개	D/C MFIV 개방
19:14	안전주입펌프 정지	가압기 압력 : 118 kgf/cm^{2}A
19:15	가압기 압력감소를 위해 보조살수 밸브 개방	
19:22	RCS와 SG #2 차압이 3.5 kgf/cm^{2}A에 도달	83.3 / 80.3kgf/cm^{2}A
19:31	충전펌프 1대 정지	
19:34	충전펌프 1대 추가 정지	
19:39	안전주입펌프 02A 재기동	가압기 수위 유지
19:52	충전펌프 1대 추가 기동	
19:57	안전주입펌프 02A 정지	
19:59	1차측과 2차측 압력평형 상태 도달	74.2 kgf/cm^{2}A

4. 울진 4호기 증기발생기 전열관 파단사고 해석

울진 3/4호기 RETRAN-3D 기본 입력을 사용하여 울진 4호기 증기발생기 전열관 파단사고를 사고경위에 따라 모의하였다.

4.1 사고해석 초기 및 경계조건

사고초기 조건을 얻기 위하여 전출력 운전 중 원자로를 수동 정지하였으며 발전소는 자동제어논리에 따라 고온대기상태를 유지한다. 이후 Turbine bypass valve의 수동개방(3~4%)을 통한 냉각운전으로 사고초기 조건인 가압기 압력 158.3 kgf/cm^{2}A 및 RCS 고온관 온도 289 °C 조건을 얻었다. 사고는 증기발생기 #2에서의 고온관 측 하부의 증기발생기 전열관 1개 단면적에 해당하는 밸브를 개방함으로써 발생한다.

표 2. 울진 4호기 SGTR 모의 초기조건

원자로 계통 변수	목표값	계산값	차이 (%)	비고
노심 열출력 (MWt)	16.89	16.89	0.0	Ref. [4], p.351, fig.8.3
가압기 압력 (kgf/cm^{2}A)	158.3	158.8	+0.3	정상운전압력 기준
가압기 수위 (%)	34.8	34.4	-1.1	Ref. [3], p.30
고온관 온도 (℃)	289.1	288.26	-0.3	Ref. [3], p.14
증기돔 압력 (kgf/cm^{2}A)	74.755	72.8	-2.6	Ref. [3], p.50
증기발생기 #2 수위 (%)	35.46	35.68	+0.6	Ref. [3], p.50
주급수 유량 (kg/s)	10.52	10.42	-0.95	Ref. [3], p.46
S/G #2 냉각수 재고량 (lbm)	210000	211198	-0.57	Ref. [3], p.41

4.2 사고모의 방법 및 순서

표 2에서 얻어진 초기조건을 기준으로 하여 표 1에 나타나 있는 증기발생기 전열관 손상사고를 모의하였다. 모의 순서는 시간 순으로 하되 발전소 주요 변수 수치 변화에 따른 운전원 조작 등은 시간에 상관없이 주어진 조건에 도달하면 운전행위를 모의하도록 하였다. 이러한 일련의 운전행위는 그림 2-1, 2-2에 나타나 있는 바와 같이 발전소 계기창 및 대화형 제어기능을 이용하여 이루어진다.

본 모의 결과와의 비교대상인 참고문헌[3]에서의 결과는 사건 발생 후 1800초까지만 데이터가 수록되어 있으므로 1800초 이후의 결과는 실제 사건 경위의 모의보다는 1/2차측 압력평형을 위한 운전내용에 중점을 두었으며 압력평형 운전과정에서 냉각 및 감압운전에 따른 가압기 수위의 급격한 감소를 막기 위해 최대 충전유량을 유지하였다. 이에 따라 안전주입펌프의 재기동은 불필요하였으며 1/2차측 압력평형에 실제보다 빨리 도달할 수 있었다. 본 모의 내용과 표 1에서의 사건 경위의 차이를 요약하면 다음과 같다.

표. 3 실제 사건 경위와 모의 내용의 차이

실제 사건 경위	모의 내용
계획예방정비를 위한 발전소 정지	원자로 수동 정지
RCS 냉각 시작, 증기우회밸브 개도 조절	원자로 정지후 4000 초경 초기조건 생성
가압기 수위의 급속한 감소 시작	SGTR 2 Trip ‘On’ (모의기준 시간)
증기우회밸브 차단	고온관의 온도증가를 완화하기 위해 약간의 덤프개도를 유지[1]
충전펌프 1대 추가 기동 (총 3대 운전)	충전펌프 3대 운전
가압기 ‘저’압력 안전주입 설정치 reset	설정치 reset을 위한 트립이 없으므로 수동 SI 작동 trip을 ‘Off’
SG #2 시료채취계통 방사능 경보 발생 및 격리	SG #2의 MSIV 및 MFIV 폐쇄
안전주입 수동 작동	수동 SI actuation trip ‘On’
SBCS V001 개방	TBV 개도 조절 (2 ~ 4%)
SG #2 고수위(95% NR)에 의한 주증기격리 신호	실제보다 빠른 시간에 고수위 도달
SG #2 주증기격리밸브 우회밸브 jog open	SG #2의 MSIV 개방(20%)후 다시 폐쇄
가압기 압력 감소를 위한 주살수 밸브 개방	Spray 1/2 개도를 100% 유지
SG #1에 급수공급 재개	SG #1 D/C MFIV의 개도를 10~15% 유지
안전주입펌프 정지	SI fill junction의 밸브 개도를 0%로 조절
가압기 압력감소를 위해 보조살수 밸브 개방	주살수 밸브의 개도를 각각 150 %로 증가[2]
충전펌프 1대 정지	충전펌프 정지시키지 않음[3]
충전펌프 1대 추가 정지	상동
안전주입펌프 02A 재기동	가압기 수위가 충분히 유지되므로 안전주입펌프의 재기동 불필요
충전펌프 1대 추가 기동	해당 사항 없음
안전주입펌프 02A 정지	해당 사항 없음
1차측과 2차측 압력평형 상태 도달: 74.2 kgf/cm^{2}A	1차측과 2차측 압력평형 상태 도달: ~ 81 kgf/cm^{2}A

[1] 냉각을 완전중지할 경우에는 RCS 온도 증가가 급격하게 되므로 약간의 냉각상태를 유지
[2] RETRAN-3D 기본 입력에 보조살수가 모의되지 않음
[3] 감압운전시에는 사건경위에 따른 모의보다 압력평형에 중점을 두고 모의함

4.2 사고해석 결과

증기발생기 전열과 파단사고가 발생한 직후부터 1800 초 구간까지의 ViSA 결과와 실측자료를 비교하였다. 비교 대상은 크게 파단유량, 안전주입유량, 가압기 압력/수위, 증기발생기 압력/수위이며 냉각 및 감압운전에 대한 실측 데이터가 참고문헌[3]에는 없으므로 1800 초 이후의 결과는 ViSA의 해석결과로 대신한다.

4.2.1 전열관 파단유량 비교 (~ 1800 초)

실제 발전소에서 증기발생기 전열관 파단유량에 대한 정확한 수치를 얻을 수 있는 방법은 없다. 따라서 참고문헌[3]에서는 가압기 수위 변화 추이와 RCS 내로의 유입/유출 유량을 기준으로 하여 3 단계로 나누어 파단유량을 예측하였다.

그림.3에서 보듯이 사고 직후부터 약 1200 초 까지는 ViSA의 결과와 파단 예측치가 대체적으로 일치하는 경향을 보이지만 그 이후에는 서로 반대의 경향을 보인다. ViSA 계산에서는 파단유량이 증가하는 경향을 보이는 반면 예측치는 감소하게 된다. 가압기 압력은 1200 초 이후에는 거의 일정한 추이를 보이기 때문에 파단유량이 절반 이하 수준으로 감소하기는 어려울 것으로 보인다. 따라서 이 구간에서의 파단유량 예측치가 감소한 이유는 냉각재 밀도를 실제보다 크게 예측한 결과로 예상된다. 참고문헌[3]에서의 CESEC-III 코드 및 RELAP5 코드를 사용한 계산결과를 보더라도 이 시간 대의 파단유량은 ViSA의 계산결과와 거의 일치하는 것을 알 수 있다.

4.2.2 안전주입유량 비교 (~ 1800 초)

본 입력에서 사용된 안전주입유량은 Maximum safeguards에 기초한 유량으로서 SGTR이나 Inadvertent SI injection 사고 등에 사용될 수 있다. 사용된 안전주입 유량의 건전성을 확인하기 위해 실제 안전주입유량 데이터와 비교하였다. 안전주입유량의 비교를 위해서는 안전주입의 방출구 압력 정보를 알아야 하지만 실제 발전소에서는 가압기 압력만을 알 수 있으므로 ViSA 계산에서의 가압기 압력과 저온관 압력 차이(약 4.6 kgf/cm^{2}A)를 근거로 하여 실제 발전소의 저온관 압력을 추론하여 안전주입 유량을 비교하였다. 107 ~ 133 kgf/cm^{2}A 구간에서의 안전주입유량을 비교한 결과 약 120 kgf/cm^{2}A 압력에서는 2개의 결과가 정확히 일치하지만 나머지 영역에서는 약 2 ~ 4 kg/s 정도를 차이를 보이며 전반적으로 실제 안전주입유량보다 과다 예측하는 경향을 보인다(그림.4). 이러한 안전주입유량과 시작 시점의 차이(그림.5)는 궁극적으로 가압기 수위 회복 시간이 단축되는 결과를 가져온다.

4.2.3 가압기 압력 및 수위 비교 (~ 1800 초)

본 입력에서 가압기 수위는 가압기 내의 액체 체적에 의해 결정되는 반면 실제 발전소에서의 가압기 수위는 고온/고압 교정수위를 나타낸다. 따라서 수위 비교는 참고문헌[3]에서 제시한 ‘Actual level’과 비교하도록 한다. 안전주입 이전 시점까지는 Actual level과 ViSA에서 계산된 수위가 거의 일치한다. 안전주입 시작 이후에는 앞서 설명한 바와 같이 안전주입유

량이 대체로 과대평가되고 있고 안전주입 시작 시점 또한 빠르기 때문에 수위 회복 속도가 빠르다(그림.8).

가압기 압력의 경우에도 안전주입 시점 이전에는 거의 일치하는 결과를 보이지만 안전주입 시점 이후에는 ViSA에서의 압력회복 속도가 실제 결과보다 느린 양상을 보인다(그림.7). ViSA에서의 가압기 모델은 Two-region non-equilibrium model을 사용하였으며 이 모델은 액체 및 기체의 영역 간의 에너지 교환을 사용자 선택에 따라 정할 수 있다. 실제 발전소에서 안전주입이 발생하면 가압기 액체 영역의 하부는 밀림관으로부터 상대적으로 차가운 고온관의 물이 유입되지만 가압기 액체 영역의 상부는 기체 온도와 열적 평형 상태를 이룬다. 따라서 안전주입이 계속될 경우에는 액체 영역이 기체 영역을 압축하여 압력이 상승하게 되는데 영역 경계상에서의 열전달 효과는 거의 무시될 수 있다. 반면 Two-region non-equilibrium model에서 영역 간의 열전달 계수를 크게 할 경우에는 기체 영역의 압축 효과에 비해 각 영역간의 온도 차이에 따른 열교환이 커지므로 수위 상승에 비해 압력 상승은 둔화된다. 그림.6을 보면 ViSA 결과에서는 수위 상승 속도에 따라 압력이 증가 또는 감소함을 알 수 있으며 이는 영역간 열전달 계수가 과다예측 되었음을 나타낸다.

4.2.4 증기발생기 압력 및 수위 비교 (~ 1800 초)

사고 후 1 분 경에 가압기 수위 감소를 방지하기 위해 운전원이 수동으로 냉각을 중지하였는데 반해 ViSA에는 이를 증기우회밸브 개도를 2.5 % 에서 0.5~1.0 %로 감소하여 모의하였다. 이는 증기우회밸브를 차단하더라도 터빈구동 펌프의 운전 등을 위한 증기를 사용하므로 이를 증기덤프로 대신 모델링한 것이다. 그렇지만 1차측 열출력에 비해 냉각효과가 적으므로 냉각재 온도 및 증기발생기 압력은 조금씩 증가한다. 실제 발전소 자료와 비교해 볼 때 –2 ~ +3 kgf/cm^{2}A의 차이를 보이지만 증기발생기 #2 격리 후 냉각 운전이나 감압을 위한 MSIV jog open 등의 운전조작 등에서의 압력 추이는, 운전 시점에서의 차이에도 불구하고 실제 자료와 유사한 경향을 나타냄을 알 수 있다(그림.9~10).

가압기 수위 측정치와 마찬가지로 실제 발전소의 증기발생기 수위 또한 교정 수위이므로 ViSA 결과와 직접적인 비교는 어렵기 때문에 참고문헌[3]에서 제시한 CESEC-III 계산결과 중 파단 증기발생기의 냉각재 재고량 자료와 비교하였다. 그림.11에서 보듯이 사건 발생 초기부터 증기발생기 #2의 격리가 이루어지는 780 초 경까지는 CESEC-III의 계산결과가 더 크게 나오는데 이는 증기발생기 급수유량의 차이에 기인한 것으로 보인다. CESEC-III 계산에서 사용된 정확한 급수유량을 알 수 없지만 증기발생기 격리 후에는 냉각수 재고량 증가율이 ViSA의 결과와 같다는 점에서 위와 같이 추론이 가능하다.

4.2.5 냉각 및 감압운전 결과 (0 초 ~ 압력 평형 상태)

참고문헌[3]에는 1800 초까지의 자료만 나와있으므로 결과의 직접적인 비교는 어렵기 때문에 ViSA에서의 냉각 및 감압 운전의 결과만을 수록한다. 그림.12에서 보듯이 먼저 증기발생기 #1을 이용하여 냉각재 온도를 감소시킨 후에 가압기 살수 밸브를 이용하여 1차측 압력

을 감소시킨다. 이러한 일련의 운전조작은 1차측 압력과 파단 증기발생기 압력이 평형을 이룰 때까지 지속되며 사고 발생 후 약 3200 초 경에 81 kgf/cm^{2}A 압력 부근에서 압력평형이 이루어짐을 알 수 있다.

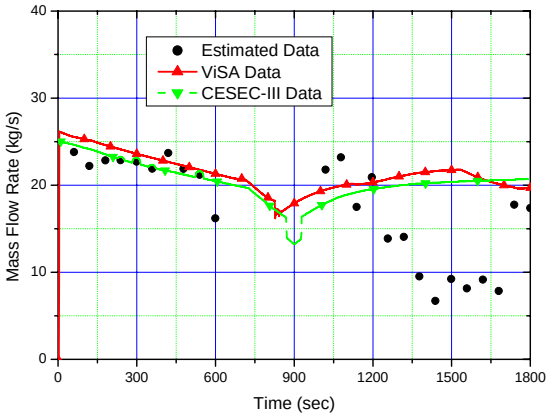

그림 3. 전열관 파단유량 비교

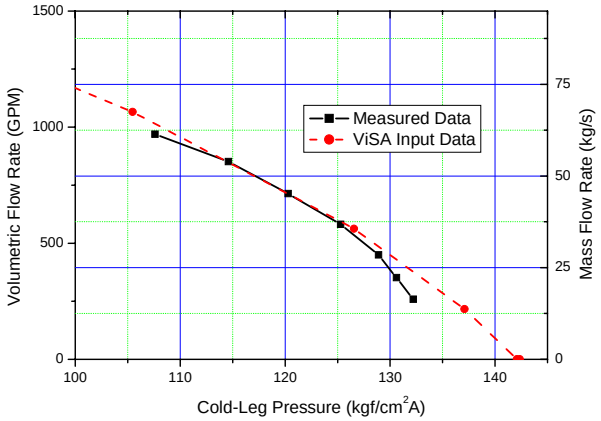

그림 4. 저온관 압력에 따른 HHSI 유량 비교

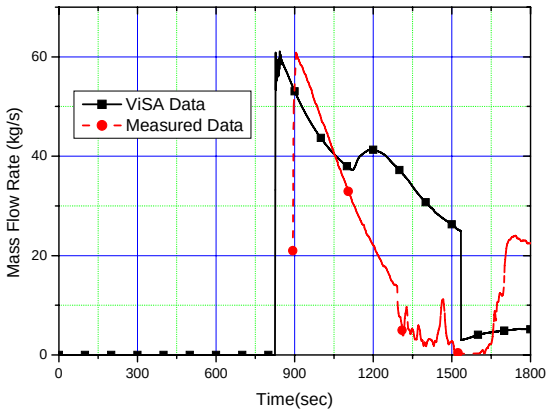

그림 5. HHSI 주입유량 비교

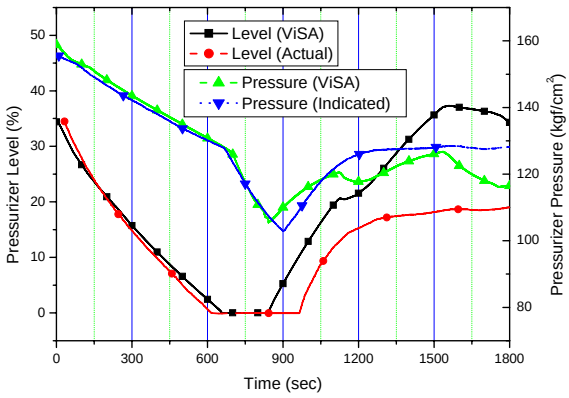

그림 6. 가압기 압력 및 수위 비교

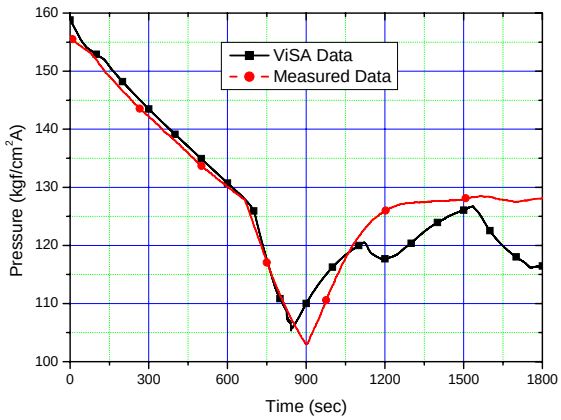

그림 7. 가압기 압력 비교

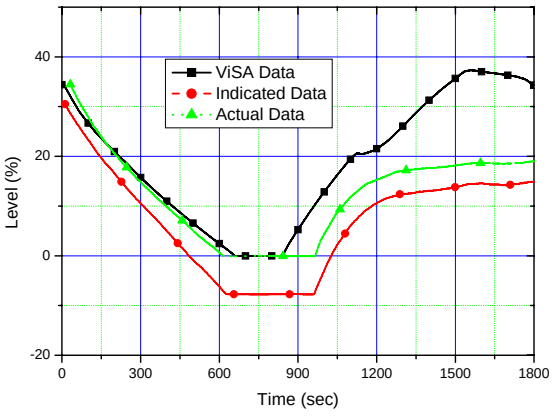

그림 8. 가압기 수위 비교

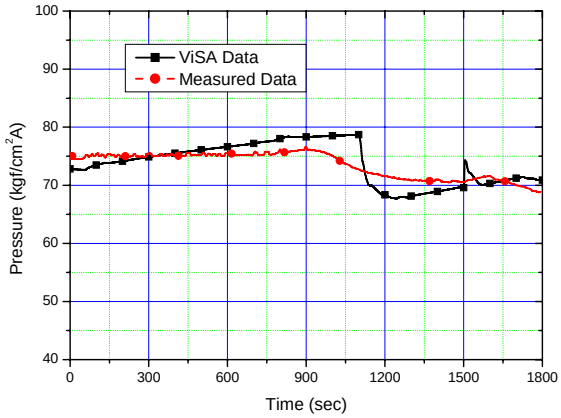

그림 9. 증기발생기 #1 압력 비교

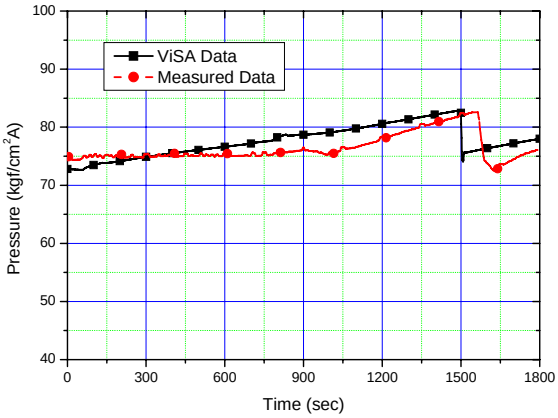

그림 10. 증기발생기 #2 압력 비교

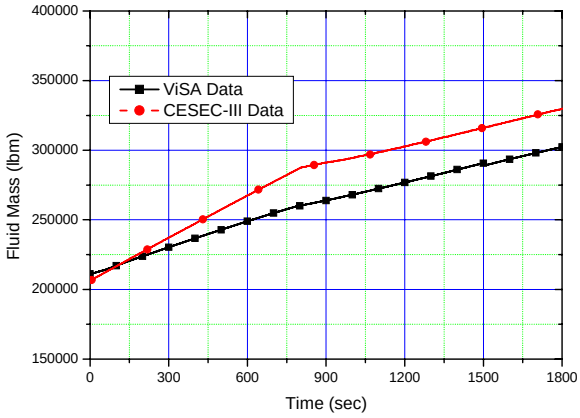

그림 11. 파단 증기발생기 2차측 냉각수 재고량

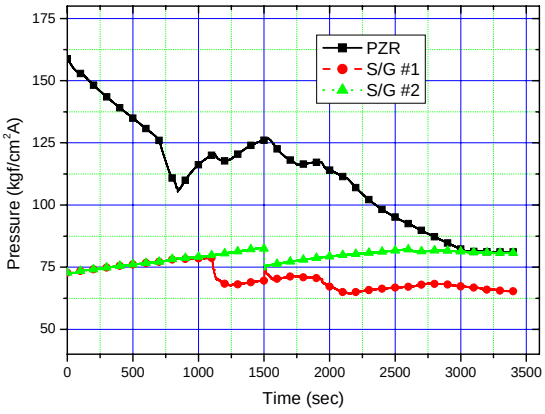

그림 12. 전 기간 동안의 가압기/증기발생기 압력 (ViSA only)

5. 결론

원자로 과도분석기(ViSA)를 이용하여 울진 4호기에서 실제로 발생하였던 증기발생기 전열관 파열사고(SGTR)를 모의한 결과, Non-LOCA용 RETRAN-3D 입력은 충분한 건전성을 갖는 것으로 확인되었지만 안전주입유량 자료에서는 실제보다 과도하게 주입되는 것으로 확인되었으며 가압기 모델에서도 액체 및 기체 영역 간의 열전달이 과다예측 되었으므로 이 부분에 대한 수정이 필요하다. 이러한 미비점에도 불구하고 기본 입력만을 사용하여 냉각 및 감압운전 등의 울진 4호기 SGTR 사고 경위의 대부분을 모의할 수 있었다는 점에서 ViSA와 울진 표준형 원전용 RETRAN-3D의 입력이 여타 Non-LOCA 과도상태 모의에도 유용하게 사용될 수 있음을 확인할 수 있었다.

원자로 과도분석기에서 사용된 RETRAN-3D 코드의 기본 입력자료는 원자로 냉각재 계통에 대한 모의 충실도가 높고 다양한 발전소 자동제어 논리를 제공하므로 비상운전절차서에서 요구하는 사항을 대부분 만족시킬 수 있다. 또한 대화형 제어기능과 발전소 계기창을 제

공하기 때문에 운전원은 냉각재 계통 상태를 한눈에 파악할 수 있고 그에 따라 비상절차에 따른 운전 행위의 효율적 모의가 가능하다.

결론적으로 원자로 과도분석기는 최적계산코드를 전문가 뿐만 아니라 비전문가인 현장 운전요원들도 쉽게 사용할 수 있을 것으로 예상되며 국내 경수로형 대표 원전에 대한 기본 입력자료를 작성 중에 있으며 기본 입력 자료가 모두 확보되면 원자로 과도분석기는 대표적인 안전해석 도구로 정착될 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

참고문헌

1. 이승욱 외 다수, 울진 3/4호기 과도분석기용 RETRAN 코드 입력모델 개발, 한국원자력연구소, KAERI/TR-2666/2004, 2004.
2. M. P. Paulsen et al., RETRAN 3D code manual, EPRI NP-7450 (Rev. 5), Electric Power Research Institute, 2001.
3. 이규천 외 다수, 울진 4호기 증기발생기 전열관 손상 사고해석 평가보고서, ㈜한국전력기술, 2002.
4. John R. Lamarsh, Introduction to nuclear engineering (2^{nd} edition), Addison-Wesley publishing company, 1983.