

2003 추계학술발표회 논문집

한국원자력학회

**RETRAN 운전분석기 적용 사례:
EOP에 따른 울진 1 호기 주증기관 파단사고 모의**

**Application Example of the Visual Plant Transient Analyzer:
Simulation of Main Steam Line Break Accident
Based on Emergency Operating Procedure for Ulchin Units 1**

이승욱, 김경두, 이영진, 이원재, 정법동, 정재준, 황문규

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

한국원자력연구소에서는 최적계산코드 사용의 어려움을 줄이고 비전문가도 쉽게 최적계산 코드를 사용하여 원자로 계통의 과도현상 모의를 할 수 있도록 경수로 원자로 과도분석기를 개발하고 있다. 본 과도 분석기는 최적계산코드인 RETRAN-3D와 MARS를 이용하여 Non-LOCA 및 LOCA 과도상태를 모의할 수 있을 뿐만 아니라 사고완화를 위해 필요한 운전원 조작사항을 충실히 모의할 수 있도록 대화형 제어기능 및 과도현상 이해에 도움을 주기 위한 그래픽 출력창 등을 갖추고 있다. 원자로 과도 분석기의 성능 점검 및 Non-LOCA용 울진 1 호기용 RETRAN-3D 기본 입력자료의 타당성 평가를 위해 비상운전절차에 입각하여 가상적인 주증기관 배관 파단사고를 모의한 결과, 기본 입력자료의 건전성과 대화형 제어기능의 유효성을 확인하였다.

Abstract

Korea Atomic Energy Research Institute is developing the best-estimate transient analyzer for both of LOCA and Non-LOCA transients based on MARS and RETRAN, respectively. This system with features of an interactive manual control and visual windows for output visualization can make it possible to effectively simulate Loss-of-Coolant Accident (LOCA) and Non-LOCA transients with implementing a complicated Emergency Operating Procedure (EOP). The simulation of Main Steam Line Break (MSLB) accident for Ulchin-1 units according to EOP have been performed to evaluate the capability of visual transient analyzer and the validity of the base RETRAN input deck. It is found that the simulation for MSLB is possible in an efficient manner, with the basic input of RETRAN-3D for the specific plant.

1. 서론

최적 계통분석 코드는 원자로 계통 과도상태시 발생하는 열수력학적 현상을 정확히 예측하고 있기 때문에 발전소의 과도현상 모의용으로 널리 사용되고 있다. 하지만 최적 계통분석 코드는 입력자료 작성 및 모의 결과 분석이 어렵고 모의 중 운전원의 운전행위를 모의하기 쉽지 않기 때문에 일부 전문가 그룹에서만 제한적으로 사용되고 있다. 최적 계통분석 코드 사용의 어려움을 극복하기 위해 한국원자력연구소에서는 최적 계통분석 코드인 RETRAN-3D와 국내 개발된 MARS를 기본으로 국내 경수로용 원자로 과도분석기를 구축하고 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 어렵다.

원자로 과도분석기는 위에서 말한 사용상의 어려움을 극복하기 위한 목적으로 개발중에 있으며 성능을 평가하기 위해 대화형 제어기능을 이용하여 비상운전절차서상에 명시된 운전조작 사항을 모의하고 계산 결과의 타당성을 분석하여 기본 입력자료의 건전성을 확인하였다. 기준 사고로서 격납용기 내 주증기 배관 파단사고를 선정하여 이에 필요한 필요한 발전소 자동제어 논리는 제어입력 자료에 충분히 반영하였으며 입력 자료 이외에 요구되는 각종 운전원 조치 사항은 대화형 제어기능을 이용하여 수행하였다.

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 1/2호기용 RETRAN-3D 기하입력 모델 개발

울진 1/2호기는 Westinghouse 3 loop 형 발전소와 유사한 Framatome 발전소로서 본 모의에서는 핵증기공급계통(NSSS)을 모델링 범위로 한정하며 나머지 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 8개와 상부 곡관부 2개 등 총 10개의 제어체적으로 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 1, 2, 3에 대해 각각 하나의 제어체적을 사용하였다. 증기발생기 출구에서 원자로 냉각재펌프에 이르는 중간 냉각재 배관(Crossover Leg)과 원자로 냉각재펌프 후단에서 원자로 압력용기 입구까지의 저온관도 각각 하나의 제어체적으로 모사하였다.

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 interfacial heat transfer coefficient는 사용자 입력값인 8000으로 가정하였다. POSRV's, 분무밸브, 비례전열기 그리고 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 2차측은 총 9개의 제어체적을 사용하였으며 U-tube 영역은 1차측과 동일하게 세분하였다. 상부 증기 Dome 영역과 하부 강수관 영역에서는 상분리 모델(Bubble Rise Model)을 사용하였다. 역시 각종 밸브들의 개폐는 수동조작이 가능하다.

주증기관은 증기발생기 출구에서 주증기 격리밸브까지를 각 하나의 제어체적(으로 구성하였으며 주증기 격리밸브 후단을 하나의 주증기 헤더로 구성하여 전체를 4개의 제어체적으로 모사하였다. 정상 출력 운전 중 노심에서 발생하는 열은 증기발생기 2차측으로 공급되는 주급수에 의해 제거된다. 주급수 유량은 경계 조건으로서 RETRAN-3D의 Fill Junction 을 사용하여 모델링하였으며 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. 원자로 용기의 구조물을 모델하기 위해 25개의 열전도체를 사용하였다. 이 밖에 원자로 냉각재계통의 배관, 가압기, 증기발생기 2차측 구조물에 대해서도 열전도체 모델을 적용하였다.

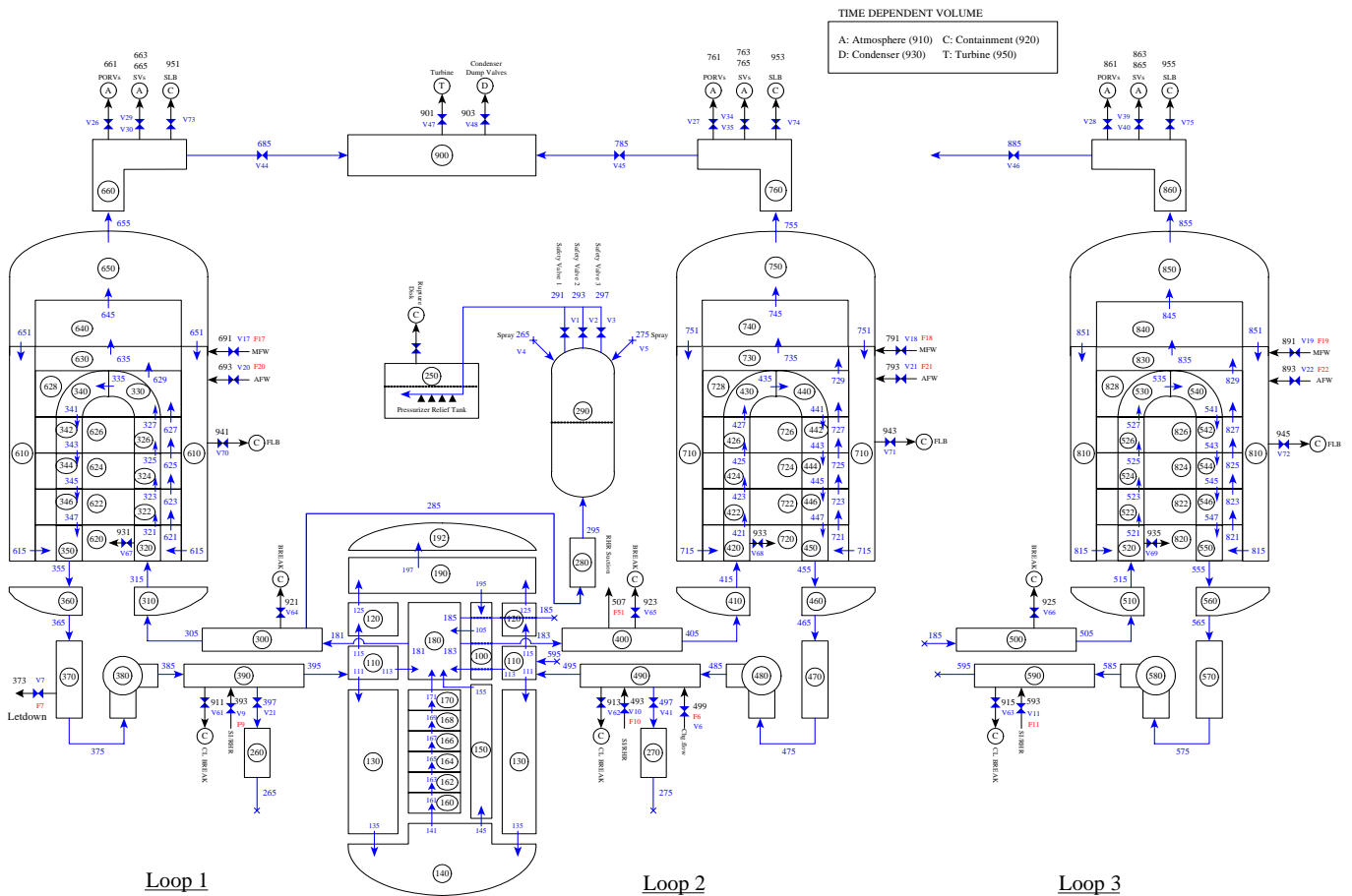


그림 1. 울진 1/2호기 핵증기 공급 계통 nodalization

2.2 RETRAN-3D 제어입력 모델 개발

제어계통 입력은 크게 가압기 압력제어계통, 가압기 수위제어계통, 제어봉 제어계통, 증기발생기 수위제어계통, 주증기 덤프계통, 터빈 Runback 및 밸브 제어계통으로 구성된다.

원자로 보호계통은 크게 원자로 및 터빈정지계통, Permissive/Control Interlock, 증기발생기 격리계통으로 구성하였다. 증기발생기 격리계통은 크게 주증기 격리 및 주증기 격리밸브 차단 신호에 의해 자동적으로 이루어지며 수동 차단도 가능하다.

원자로 안전계통으로는 고압안전주입 계통, 보조급수 계통, 가압기 및 증기발생기 안전밸브를 모델링하였으며 대부분의 계통은 수동으로 개방 또는 폐쇄가 가능하도록 하였다.

본 모의에 사용된 RETRAN-3D 기본 입력자료에 대한 입력배경서는 참고문헌 [1]에 상세히 수록하였다.

2.3 대화형 제어기능 개요

본 모의에서 사용된 대화형 제어기능은 운전분석기의 기능 중 하나로서 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 POSRV 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.

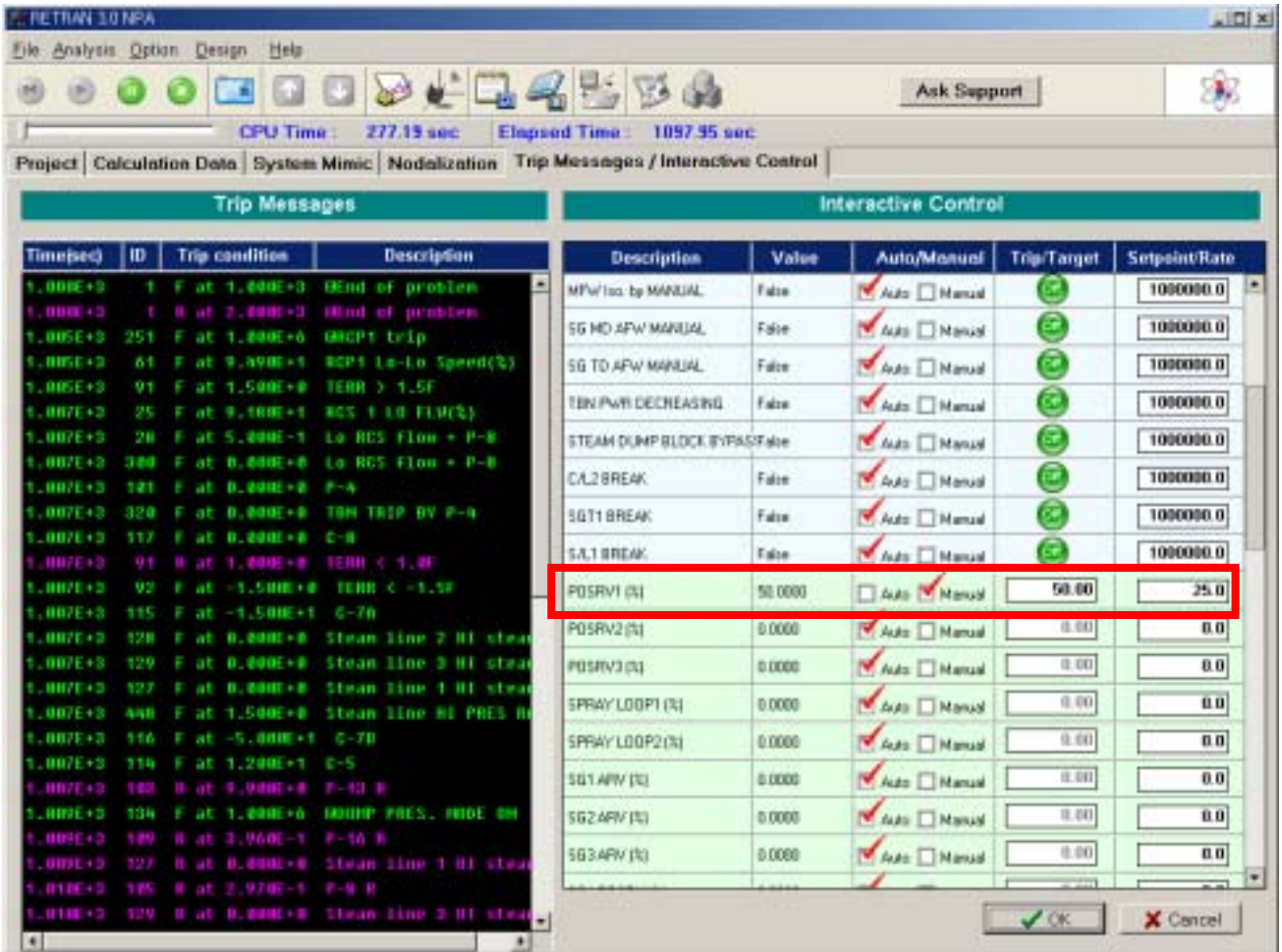


그림 2. 대화형 제어창을 이용한 밸브 제어 예

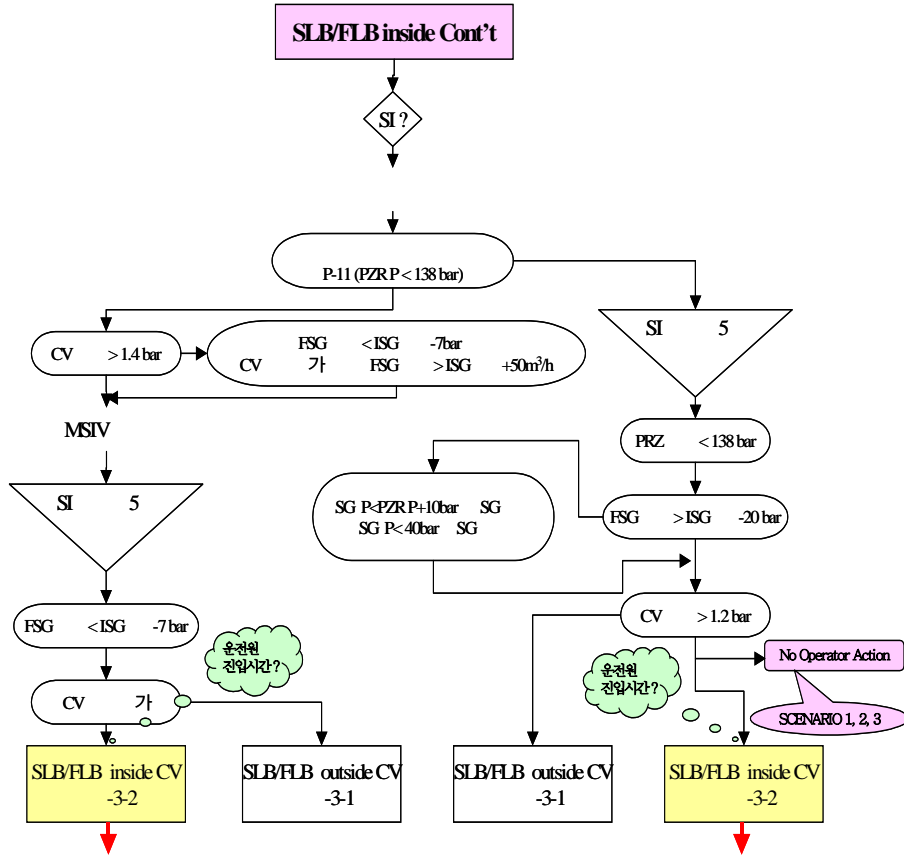
3. 격납용기 내부 2차측 배관 파열 사고 모의를 위한 비상운전절차서 개요

울진 1/2호기 격납용기 내부 2차측 배관 파열 사고는 전 출력 운전에서 잔열제거계통 격리 중간정지까지의 초기 운전조건에 대하여 적용된다. 격납용기 내부 주증기관 파단사고 절차에 진입하게 되면 크게 2가지 경로를 동시에 진행하게 된다. 첫번째 경로로, 손상된 증기 발생기를 확인하고 격리하는데 이에 걸리는 운전원 조치 시간은 5분으로 가정하였다. 이는 안전주입 발생후 5분을 대기하도록 이전 절차서에 명시되어 있는데 이 시간 동안 대략적인 사고 원인 파악이 가능하므로 이후 손상 증기발생기 격리시간을 5분으로 가정한 것이다.

그 후에는 건전한 증기발생기 수위제어 및 일차측 온도제어를 수행하게 되는데 이를 위해 건전한 증기발생기에 공급되는 보조급수계통(ASG)과 터빈우회증기계통(GCT)의 대기덤프밸브를 이용한다. 이러한 일련의 동작은 별도로 수행되는 것이 아니라 병행하여 자동 동작 사항을 점검해야 한다. 확인 작업이 완료되면 고압안전주입(HHSI) 운전을 제어하는데 이는 가압기의 수위와 과냉각 여유도(ΔT_{SAT})를 기준으로 수행한다. 이를 위해 고압안전주입(HHSI) 펌프를 중지 혹은 재기동 시키는데 정상충전 운전으로의 전환 조건을 만족시킬 때까지 진행

한다. 이상의 비상운전절차를 요약한 흐름도를 그림 2에 나타내었다.

이러한 일련의 운전원 조치 사항들은 코드에서 제공하는 제어입력만으로 구현하기에는 어렵기 때문에 본 사고해석에서는 과도분석 시스템에서 제공하는 대화형 제어입력 기능을 사용하여 모의하였다.



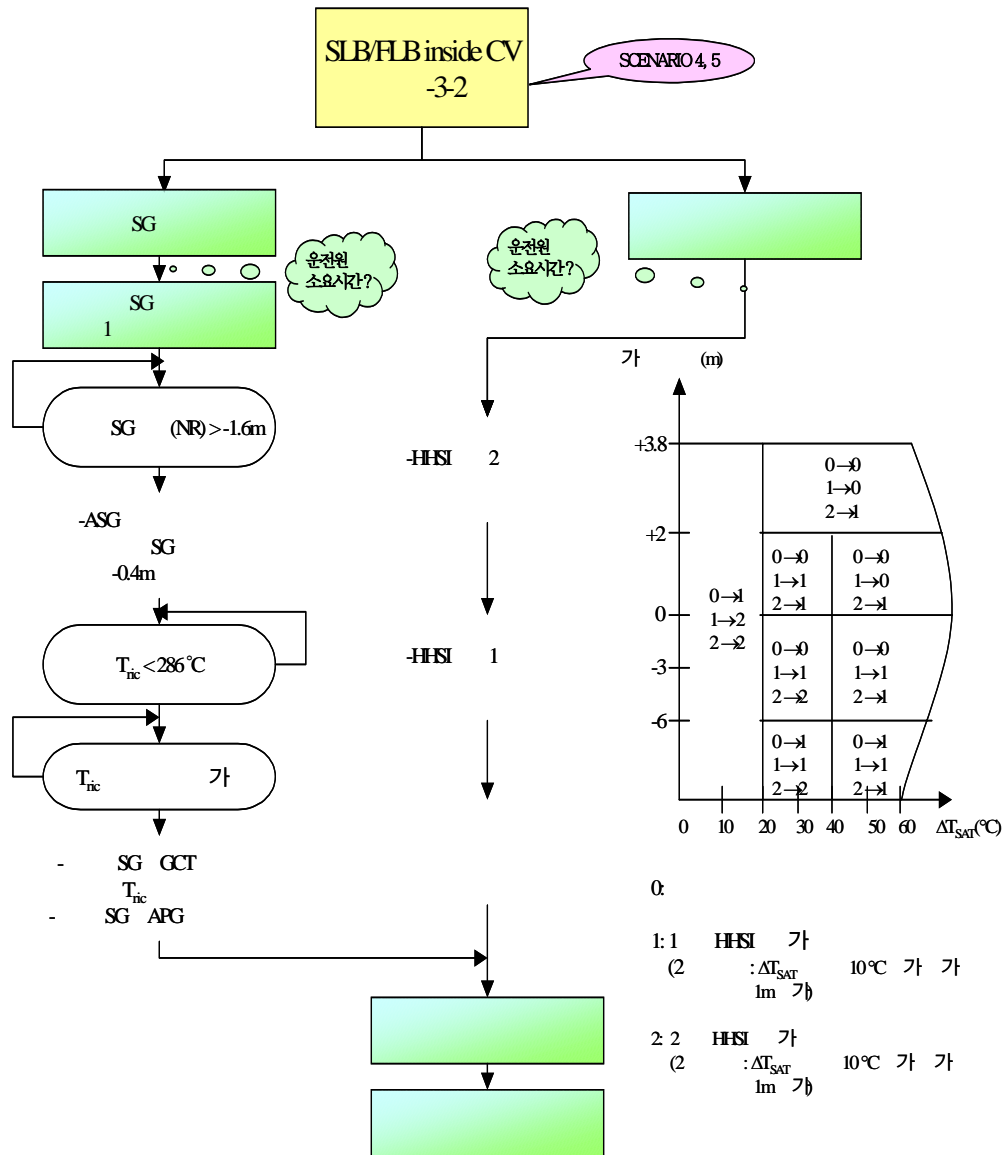


그림 3. 울진 1/2호기 격납용기 내부 주증기 배관파열 사고 비상운전절차서 흐름도

4. 격납용기 내부 주증기 배관파열 사고 해석

비상운전절차서에 의거하여 울진 1/2호기 격납용기 내부 주증기 배관파열 사고를 원자로 과도분석 시스템을 이용하여 모의하였다. 본 모의를 통해 대화형 제어기능의 효율성과 RETRAN-3D 기본입력 자료의 건전성을 검증하였다.

4.1 사고해석 초기 및 경계조건

격납용기 내부 주증기 배관 파열사고에 대한 분석을 위해서 초기 운전조건으로 전출력 정상운전을 선정하였으며 계산된 울진 1/2호기의 전출력 운전 초기조건들은 표 1에 나타난 바와 같이 오차 범위 이내에서 설계값과 일치하고 있다. 파단 위치는 증기발생기 출구 유량제한

기 후단으로 하여 주증기 차단밸브 폐쇄와 상관없이 증기방출이 발생하도록 하였다.

표 1. 올진 1/2호기 정상상태 결과 (1000 초 null transient)

원자로 계통 변수	설계값	계산값	오차 (%)
노심 열출력 (MWt)	2775.0	2775.2	0.007
가압기 압력 (bar.a)	155.1	155.1	0.0
가압기 수위 (%)	63.2	63.2	0.0
냉각재 유량 (kg/s per loop)	4746.0	4700.0	-0.98
고온관 온도 (°C)	321.9	321.9	0.0
저온관 온도 (°C)	287.3	287.3	0.0
냉각재 평균온도 (°C)	304.6	304.6	0.0
증기돔 압력 (bar.a)	60.0	59.99	0.002
증기발생기 수위 (%)	44.0	44.0	0.0
주급수 유량 (kg/s)	504.9	504.9	0.0
증기유량 (kg/s)	504.9	504.9	0.0

4.2 사고해석 결과

격납용기 내부 주증기 배관파열에 관한 사고해석은, 운전원 조치가 없는 제한사고 시나리오와 비상운전절차서에 명시된 운전원 조치 사항을 고려한 최적해석 시나리오의 2가지로 나누어 수행하였다.

시나리오 1. 제한사고 결과

해당 사고 발생시 운전원의 적절한 조치가 취해지지 않았을 경우 발전소의 제한적인 과도 거동에 대한 분석하였다. 본 제한사고 분석의 목적은 격납용기 내부 2차측 배관 파열사고시 진단 기준설정의 적절성과 손상 증기발생기 식별 및 격리조치에 소요되는 시간의 적절성 여부를 판단하는데 있다.

표.2 격납용기 내부 주증기배관 파열 제한사고 해석시 주요 발전소 변수 거동

시간 (초)	사건	비고
100.0	증기발생기 1 주증기관 100 % 파단사고 발생	초기 사상
100.4	주증기관 압력 편차 및 안전주입 신호 발생 원자로 정지 및 주급수 격리 신호 발생	자동 자동
100.7	고-증기유량 + 주증기관 저압 신호에 의한 주증기관 격리	자동
210.0	손상 증기발생기 냉각재 재고량 고갈	자동
716.0 ~	가압기 만수위 후 가압기 안전밸브 개방 및 폐쇄	자동
1000.0	계산 종료	

위의 표에서 볼 수 있듯이 해당 사고 발생시 안전주입신호, 가압기 저압력, 손상 증기발생기와 건전한 증기발생기간의 압력차이 등의 징후로 사고 진단은 용이할 것으로 판단되며 이후의 비상운전절차서 적용에 아무런 문제가 없음을 알 수 있다. 이에 따라 후속 조치에 걸리는 운전원 조치 시간도 상대적으로 작게 반영하였다.

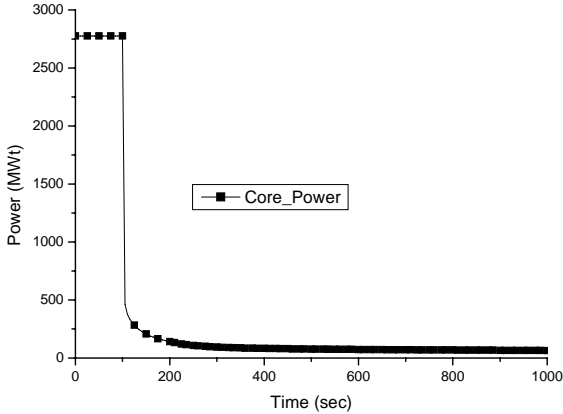


그림 4. 원자로 출력

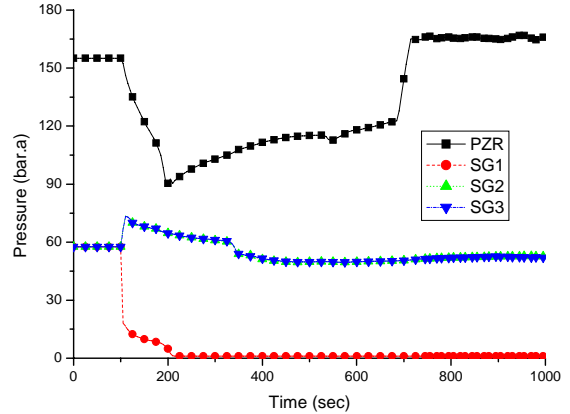


그림 5. 가압기 및 증기발생기 압력

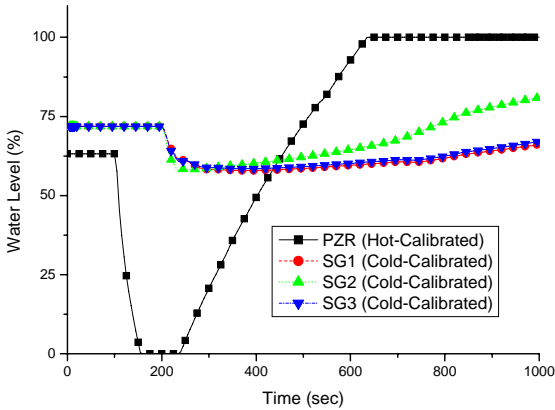


그림 6. 가압기 및 증기발생기 광역 수위

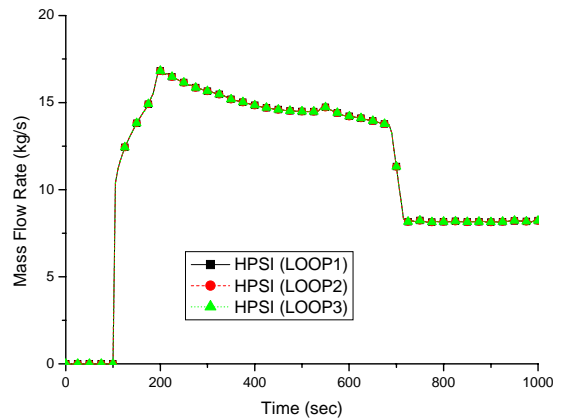


그림 7. 고압 안전주입 유량

시나리오 2. 비상운전절차서 적용시 사고해석 결과

사고해석의 초기 및 경계조건은 제한사고와 동일하며 사고 발생 후 비상운전절차서를 적용하였다. 사고발생 후 증기배관 파열로 인한 급격한 증기방출로 인해 증기발생기 저-저압력 신호에 의한 원자로 정지 신호와 안전주입 신호가 동시에 발생한다. 가압기 압력과 수위는 지속적인 증기방출로 인해 138 bar 이하로 감소되며 원자로 냉각재 계통의 온도도 감소한다. 비상운전절차서에서는 전출력 운전시 안전주입이 발생할 경우 5분간 대기하도록 요구하고 있다. 사고의 징후가 비교적 명확하여 5분 대기 시간 동안 대략적인 사고 식별이 가능할 것으로 예상되는 바 손상 증기발생기 식별 및 격리는 5분 이내에 완료되는 것으로 해석하였다. 손상 증기발생기 격리와 함께 안전주입에 대한 제어도 이루어지는데 5분 대기 후

의 가압기 수위와 과냉각 여유도는 각각 50 %, 55 °C 이상을 지시하고 있으므로 안전주입 제어표에 따라 고압안전주입 펌프 2 대 중 1 대를 정지시킨다. 고압안전주입 펌프 자체에 대한 모의는 하지 않았으므로 Fill junction에 연결된 밸브 면적을 50 %로 감소시킴으로써 펌프 정지 효과를 모의하였다.

손상 증기발생기 내의 냉각수가 고갈됨에 따라 열제거율이 감소되므로 과냉각 여유도는 서서히 감소하지만 가압기 수위는 계속 증가한다. 약 430 초 경의 가압기 수위 및 과냉각 여유도는 각각 64 %와 51 °C 이상이므로 나머지 고압안전주입 펌프도 정지시킨 후 정상 충전운전으로 전환한다. 이때 안전주입 신호에 의해 격리된 유출관도 복구하여 정상 유출유량을 형성하도록 한다. 안전주입의 조기 종결로 인해 가압기 수위는 서서히 감소하고 제한사 고에서와는 달리 가압기 만수위에 의한 안전밸브의 개방을 방지할 수 있었다.

손상 증기발생기의 격리는 안전주입이 종료된 후인 590 초 경에 해당 증기발생기로의 보조급수 공급을 완전 차단함으로써 완료된 것으로 모의하였다. 손상 증기발생기 내의 냉각수 고갈에 따라 노심 출구 온도는 서서히 증가하는 경향을 보이며 이에 따른 냉각재 체적 팽창으로 가압기 수위도 조금씩 증가한다. 냉각재 계통의 온도를 안정화 시키기 위해 618 초 경에 건전한 증기발생기의 주증기 대기방출 밸브를 약 15 % 정도 개방하여 증기덤프를 통한 계통 냉각운전을 수행하였으며 1 차 계통의 온도 변화에 따라 조금씩 조절하였다.

계통 온도가 안정 상태에 도달함에 따라 가압기 수위도 유출유량 증가에 의해 조금씩 감소되며 가압기 전열기가 가동됨에 따라 가압기 내부의 냉각재 온도도 서서히 증가하여 820 초 경에는 포화상태에 도달하고 이후 가압기 압력과 노심 출구의 과냉각 여유도는 서서히 증가하게 된다.

결과 그림에서 볼 수 있듯이 이후의 발전소 주요 계통 변수들은 안정화되었으므로 발전소 정비를 위한 저온정지 상태로의 후속 냉각운전을 수행할 수 있다.

표.3 격납용기 내부 주증기배관 파열 최적사고 해석시 주요 발전소 변수 거동

시간 (초)	사건	비고
50.0	루프 1 주증기관 배관 100 % 파단사고 발생	초기 사상
0 ~ 350.0	제한사고 주요 변수 추이와 동일함 (SI 후 5분 대기)	
355.0	HHSI 펌프 1 수동 정지 (안전주입 제어 도표 참고)	운전원 조치
434.0	HHSI 펌프 2 수동 정지 (안전주입 제어 도표 참고)	운전원 조치
440.0	격리된 유출관 복구	운전원 조치
590.0	손상 증기발생기 보조급수 공급 차단 및 격리	운전원 조치
628.0	건전한 주증기관 대기덤프 밸브 개방 시작 (15 % 개도)	운전원 조치
763.0	대기덤프 밸브 개도 조절 (20 % 개도)	운전원 조치
917.0	대기덤프 밸브 개도 조절 (22 % 개도)	운전원 조치
975.0	대기덤프 밸브 개도 조절 (25 % 개도)	운전원 조치

1533.0	대기덤프 밸브 개도 조절 (22 % 개도)	운전원 조치
2000.0	계산 종료	

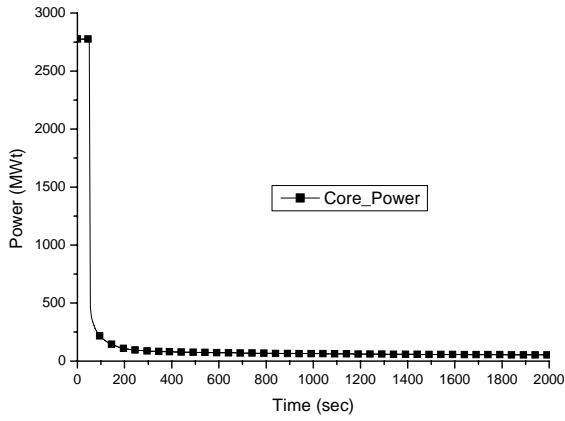


그림 8. 원자로 출력

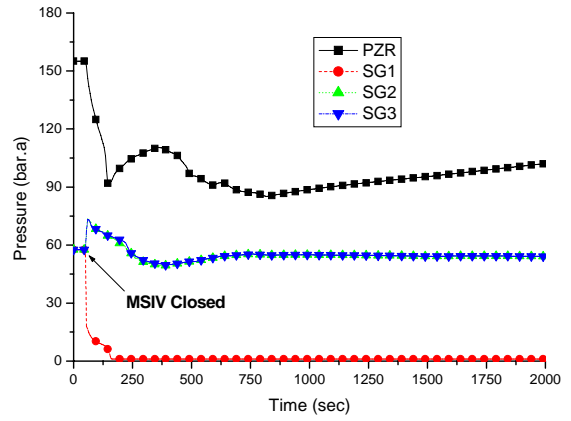


그림 9. 가압기 및 증기발생기 압력

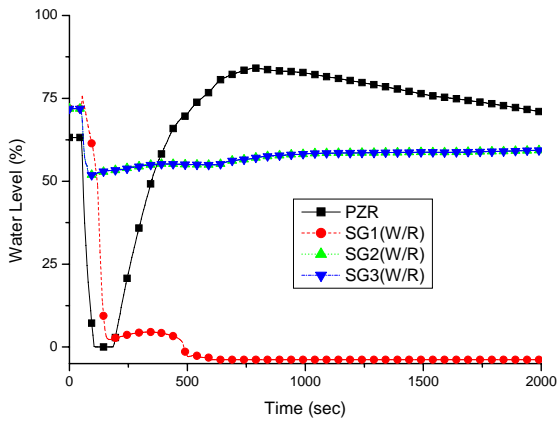


그림 10. 가압기 및 증기발생기 광역 수위

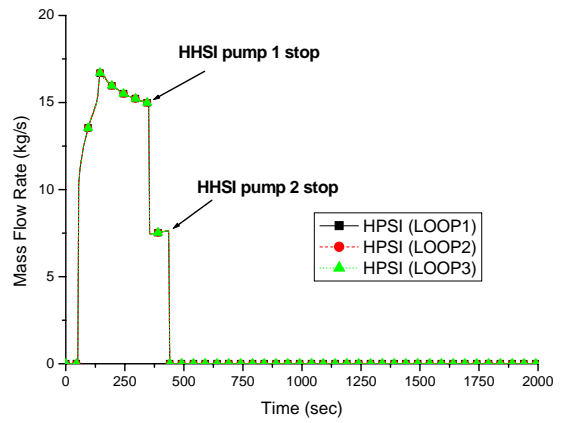


그림 11. 고압 안전주입 유량

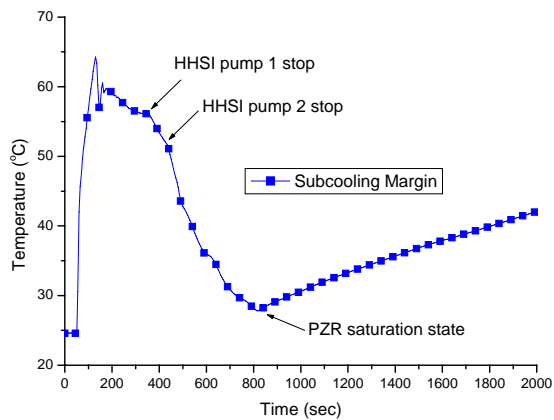


그림 12. 노심 출구 영역의 과냉각 여유도

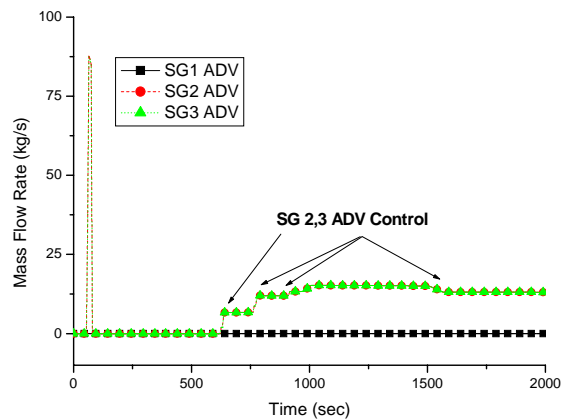


그림 13. 주증기관 대기덤프 밸브 유량

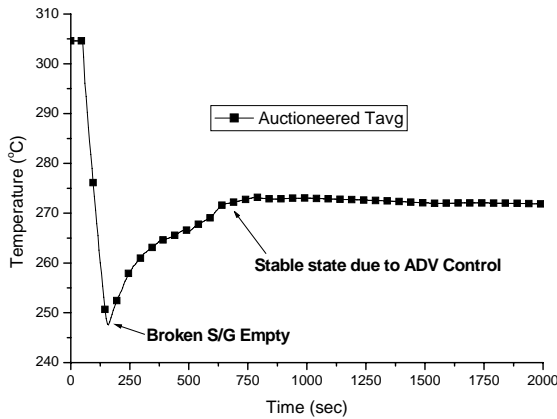


그림 14. 냉각재 평균온도

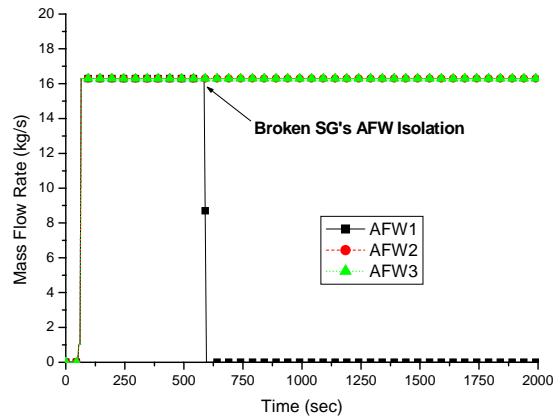


그림 15. 보조급수 유량

5. 결론

원자로 과도분석기를 이용하여 울진 1/2호기 격납용기 내부 주증기 배관파열 사고를 해석한 결과와 참고문헌[4]의 결과를 비교해 보면 본 모의에 사용된 입력자료는 충분한 건전성을 가지며 관련 비상운전절차서 요구 사항을 적절히 만족시킬 수 있음을 확인할 수 있다.

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 있었다. 또한 대화형 제어기능과 발전소 계기창을 제공하기 때문에 운전원은 냉각재 계통 상태를 한눈에 파악할 수 있고 그에 따라 비상절차에 따른 운전 행위의 효율적 모의가 가능하였다. 본 연구내용에는 생략되어 있지만 MARS의 경우에도 이와 동일한 구성을 채택하고 있으므로 대형 냉각재 상실사고의 후속조치 사항을 효율적으로 모의할 수 있다.

결론적으로 원자로 과도분석기는 최적계산코드를 전문가뿐만 아니라 비전문가인 현장 운전요원들도 쉽게 사용할 수 있음을 알 수 있었다. 또한 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 1/2호기 운전분석기용 RETRAN 코드 입력모델 개발, KAERI (2003).
2. M. P. Paulsen et al., RETRAN 3D code manual, EPRI NP-7450 (Rev. 5), Electric Power Research

Institute (2001).

3. 울진 1/2호기 비상운전절차서, 한국전력공사 (1994).
4. 이원재 외 다수, 울진 1/2호기 비상운전절차서 최적 사고해석, 한국원자력연구소, KAERI/TR-2101/2002