

RETRAN-3D를 이용한 울진3/4호기 증기발생기 전열관 파단사고 평가

Analysis of Steam Generator Tube Rupture for Ulchin Nuclear Unit 3/4 Using RETRAN-3D

고재화, 이동혁, 김요한, 성창경
한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

CESEC-III 코드를 대체하기 위해 RETRAN-3D를 사용하여 한국 표준형 원전의 Non-LOCA 과도해석 방법론 개발을 수행하고 있다. 고유 안전해석 전산코드 개발 과제의 일부분으로 한국 표준형 원전인 울진 3/4호기의 증기발생기 전열관 파단사고에 대해 CESEC-III 코드와 RETRAN-3D를 사용하여 해석 하였으며 두 코드의 결과를 비교하였다. 해석 결과를 토대로 핵증기공급시스템의 영향을 평가하였으며, 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력은 설계 압력 제한치 이내를 만족하였다.

Abstract

KSNP Non-LOCA transient methodology is developing by RETRAN-3D to replace CESEC-III code. As a part of "the unified safety analysis code system development project", steam generator tube rupture accident of Ulchin Nuclear Unit 3/4 is analyzed and compared using CESEC-III and RETRAN-3D. The results from two codes show similar trends.

1. 서 론

증기발생기 전열관 파단사고는 원자력 발전소의 원자로냉각재계통과 주증기계통의 경계가 되는 증기발생기 내부의 전열관이 파손되어 주증기계통으로 냉각재가 누설되는 사고이다. 파손된 전열관을 통해 주증기계통으로 누설된 냉각재는 압력방출밸브, 주증기 안전밸브, 복수기 공기 추출계통등을 통해 외부로 방사성 물질의 방출에 대한 위험을 가지며

원자력 발전소의 운전에 영향을 줄 수 있다.

증기발생기 전열관 파단사고의 주된 원인은 장기간에 걸친 전열관의 부식이나 마모로서 대표적인 사고 사례로 관재질의 급격한 약화로 인해 발생한 Prairie Island(1979)와 Ginna(1983) 발전소 사고가 있으며, 전세계적으로 10여건 이상의 사례가 알려져 있다.

이러한 증기발생기 전열관 파단사고는 복수기 공기추출기의 출구와 증기발생기 취출관, 주증기관에 설치된 방사선 감지기에 의해 운전원에게 경보를 발생시키며, 파손된 전열관을 통해 나가는 냉각재 누출시의 원자로냉각재계통 압력 및 가압기 수위의 거동 그리고 파손측 증기발생기의 수위 변화에 의해 사고를 판단할 수 있다.

증기발생기 전열관 파단사고가 발생한 후 운전원은 원자력발전소 안전을 위한 조치를 취해야 하며, 원자로정지 이후 적절한 시점에 파손측 증기발생기를 격리시키고 보조급수, 증기우회계통, 건전측 증기발생기를 이용하여 발전소 냉각을 시작해야 한다.

본 사고 해석에서는 울진3/4호기 최종안전성분석보고서에서와 같이 운전원의 개입시점을 사고 후 30분으로 가정을 하였으며, 해석코드로는 표준형 원전의 Non-LOCA 사고 해석코드인 CESEC-III[1]와 최적 열수력 전산코드인 RETRAN-3D[2]를 이용하여 소외전원 상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관 파단 사고를 해석하고 핵증기공급계통(Nuclear Steam Supply System ; NSSS)의 열수력학적 반응을 확인하였다.

2. 해석 모델

2.1 기본모델

[그림2.1]은 RETRAN-3D 과도해석에 사용된 기본 Nodalization 모델이며, 129개의 체적과 185개의 유로가 적용되었고, 원자로 용기와 증기발생기 그리고 가압기 등이 모델링 되었다.

표준형 원전 모델은 증기발생기당 하나의 루프를 구성하며, 각 루프에는 고온관과 저온관, 원자로 냉각재 펌프를 모델 하였으며, 가압기 부분은 실제 가압기의 기상 영역과 액상 영역 그리고 액상 내의 기포가 함유되는 비평형 모델을 사용하였다[3]. 또한 주증기계통은 주증기 안전밸브, 대기방출밸브 그리고 주증기격리밸브가 모사되었으며, 증기발생기로부터 터빈으로의 증기 이동이 공급 및 차단되도록 제어 모델로 구성된다.

증기발생기 전열관 파단사고를 모사하기 위해 [그림 2.2]와 같이 각 증기발생기에 한개

의 증기발생기 전열관을 별도로 모델하였다. 전열관이 파단되는 증기발생기 모델은 가압기가 있는 루프와 충전 유량이 없는 루프에서 더 낮은 다운커머 온도가 발생하기 때문에 그림상에서 오른쪽 루프의 증기발생기 내에 있는 전열관에서 파단이 발생하도록 하였으며[4], 보수적으로 한개의 전열관이 양단 파단되는 것으로 모델하였다. 전열관의 길이는 평균값인 63.55 ft, 전열관 단면적은 $2.4192 \times 10^3 \text{ ft}^2$ 이다.

2.2 초기조건

증기발생기 전열관 파단사고 해석에서 보수적인 초기조건을 가정하기 위한 변수로는 초기 노심 입구 온도, 초기 노심 출력, 초기 원자로냉각재계통 압력, 초기 노심 냉각재 유량, 초기 가압기 수위, 초기 증기 발생기 수위등이 있다.

초기조건 및 가정은 [표 2.1]과 같으며, 울진3/4호기 설계 자료[3]와 울진3/4호기 최종안 전성 분석보고서[5]를 바탕으로, 일차계통에서 이차계통으로의 냉각재 누설량이 최대가 되도록 선정하였다.

본 사고해석에 사용된 초기조건은 최대 노심 입구 온도, 최대 노심 출력, 최대 허용 원자로냉각재계통 압력, 최소 노심 냉각재 유량, 최대 가압기 수위, 최대 초기 증기발생기 냉각재 체적으로 설정하였다.

초기 노심의 입구 온도가 증가할수록 일차계통에서 이차계통으로의 냉각재 누설유량이 감소하고 누적되는 누설 유량은 감소하지만 주증기 안전밸브를 통해 외부로 방출되는 방사능은 증가하며, 또한 노심 입구 온도의 증가는 초기 원자로 냉각재의 엔탈피를 증가시키므로 증기발생기 파단 부분에서 누설되는 냉각재의 순간기화율을 증가시킨다. 이 기화된 증기는 주증기 안전밸브를 통해 외부로 누출되어 방사능 영향을 최대화시킨다.

원자로냉각재계통 압력의 증가는 냉각재 누설 유량을 증가시키며, 노심 냉각재 유량의 감소는 증기발생기로 누설되는 냉각재의 엔탈피를 증가시켜서 앞에서 언급한 이유와 마찬가지로 방사능 누출에 대한 영향을 미치게 된다.

초기 가압기 수위는 일차계통에서 이차계통으로의 누설을 최대로 하기 위해 최대 수위로 설정하였다. 파손된 전열관을 통해 지속적인 원자로 냉각재 누설이 발생하면 원자로 냉각재의 재고량이 감소하고, 사고 후 냉각재가 수축되어 급격하게 수위가 떨어지게 되며 가압기는 저압력 상태로 된다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 사건 경위 비교

CESEC-III와 RETRAN-3D의 증기발생기 전열관 파단 사고에 대한 시간적인 순서를 [표3.1]에 나타내었다.

증기발생기 전열관의 양단 파단이 0.0초에 발생하고 파단면을 통한 누설량으로 증기발생기의 수위가 상승하여 0.45초에 증기발생기 고수위에 의한 원자로 트립 신호가 발생한다.

0.55 초에 원자로 트립과 터빈 트립이 발생하고, 원자로냉각재계통의 압력이 급격히 감소하게 되어 가압기 저압력(1705 psia)으로 인한 안전주입이 발생하는데, CESEC-III와 RETRAN-3D의 안전주입 작동 신호가 나타나는 시간은 각각 670.4 초와 807.51 초로 RETRAN-3D의 결과가 약 140 초 정도 늦게 발생하였다.

또한 증기발생기 고수위에 의한 주증기격리신호(MSIS)가 0.55 초에 발생하면 5초 후에 주증기격리밸브가 완전히 닫히게 되고 주급수격리밸브(MFIS)는 10초 후에 완전히 닫힌다.

증기발생기 전열관 파단사고로 인하여 증기발생기의 수위가 계속 감소하여 보조급수 설정치(19.9% WR)에 도달하면 보조급수가 시작하지만 본 사고에서는 보조급수의 작동은 발생하지 않았다.

3.2. 결과 고찰

원자로 트립에 의해 터빈 트립이 발생하고, 증기발생기 주증기계통의 압력이 계속해서 증가하므로 주증기계통의 압력을 제한하고 노심과 원자로냉각재 계통의 열을 제거하기 위해 4.5 초에 주증기 안전밸브가 열리게 되고, 이 때 주증기 안전밸브의 개방 설정값과 실제 열리고 닫히는 횟수에 따라 외부로 방출되는 증기량에 많은 영향을 끼친다.

주증기계통의 압력은 8초에 최대압력인 1318 psia에 도달하였다가 감소하며 주증기 안전밸브가 닫힐때까지 감소했다가 사고 후 30분 후에 운전원이 건전한측 증기발생기와 증기우회제어계통을 사용해 발전소 냉각을 시작할 때까지 주증기 안전밸브는 계속해서 개폐작동을 계속하여 노심의 붕괴열을 제거한다[그림 3.1].

전열관 파단 사고후 누설유량이 충전펌프의 충전용량보다 많기 때문에, 가압기 압력은 최초 2325 psia에서 감소하게 되고 가압기 수위도 감소한다. 가압기 압력이 안전주입 설정치 1705 psia 까지 떨어지면 안전주입이 시작되어 원자로 냉각재 계통의 냉각재 재고

량이 다시 증가하여 가압기 수위가 복원된다[그림 3.2].

안전주입이 발생하는 시간은 RETRAN-3D의 결과가 약 140 초정도 늦게 나타나는데, 이것은 코드에 구현된 가압기 모델과 전열관 누설 유량에 대한 차이점으로 인해 원자로 냉각재 계통의 압력 변화가 발생하여 안전주입 발생에 영향을 끼친 것으로 생각된다.

[그림 3.3]은 시간에 따른 주증기 안전밸브의 누적 유량을 나타낸다. 운전원의 개입이 발생하는 1800초(30분)까지 파손측 증기발생기에서 약 120,000 lbm, 건전측 증기발생기에서 약 100,000 lbm의 증기가 주증기 안전밸브를 통하여 방출한다. CESEC-III의 결과와 비교할 때 10~15% 정도의 많은 양을 방출하는데 이는 CESEC-III와 RETRAN-3D의 모델의 차이로 고려된다.

증기발생기의 수위 질량은 사고 후 주급수·격리신호와 주증기 안전밸브의 계속되는 개폐등에 의해 점차 감소하는데 1800 초에 파손측 증기발생기의 질량은 CESEC-III의 경우 161,500 lbm이고 RETRAN-3D는 136,300 lbm으로 약 18 %의 차이를 나타내었다[그림 3.4].

동일한 기간 동안에 파손측 증기발생기에서 이차계통으로 누설되는 냉각재량은 CESEC-III와 RETRAN-3D의 결과가 각각 76,000 lbm과 71,000 lbm으로 많은 차이를 나타내지는 않았다[그림3.5,3.6].

사고후 1800초 후에 운전원은 건전측 증기발생기, 증기우회제어계통, 보조급수계통 및 복수기를 사용하여 운영기술지침서의 냉각률(100°F/hr)에 따라 냉각을 실시하여 발전소를 안전하게 보호한다[6].

4. 결론 및 향후 계획

본 해석을 통해 소외전원 상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관 파단 사고에 대한 핵증기 공급계통의 영향을 확인하였다. 원자로 냉각재 계통과 주증기 계통의 경향은 대체적으로 일치함을 보였으나 안전주입의 시점에 있어서는 차이가 발생하는 것을 확인할 수 있었다.

향후 상세한 증기발생기 전열관 파단 사고의 모사를 위해 다양한 민감도 분석을 수행할 계획이며, 증기발생기 전열관 파단 사고의 방사선 영향 평가 및 소외전원 상실이나 대기 방출밸브의 고착을 겪는 증기발생기 전열관 파단 사고에 대해서도 수행할 예정이다.

Reference.

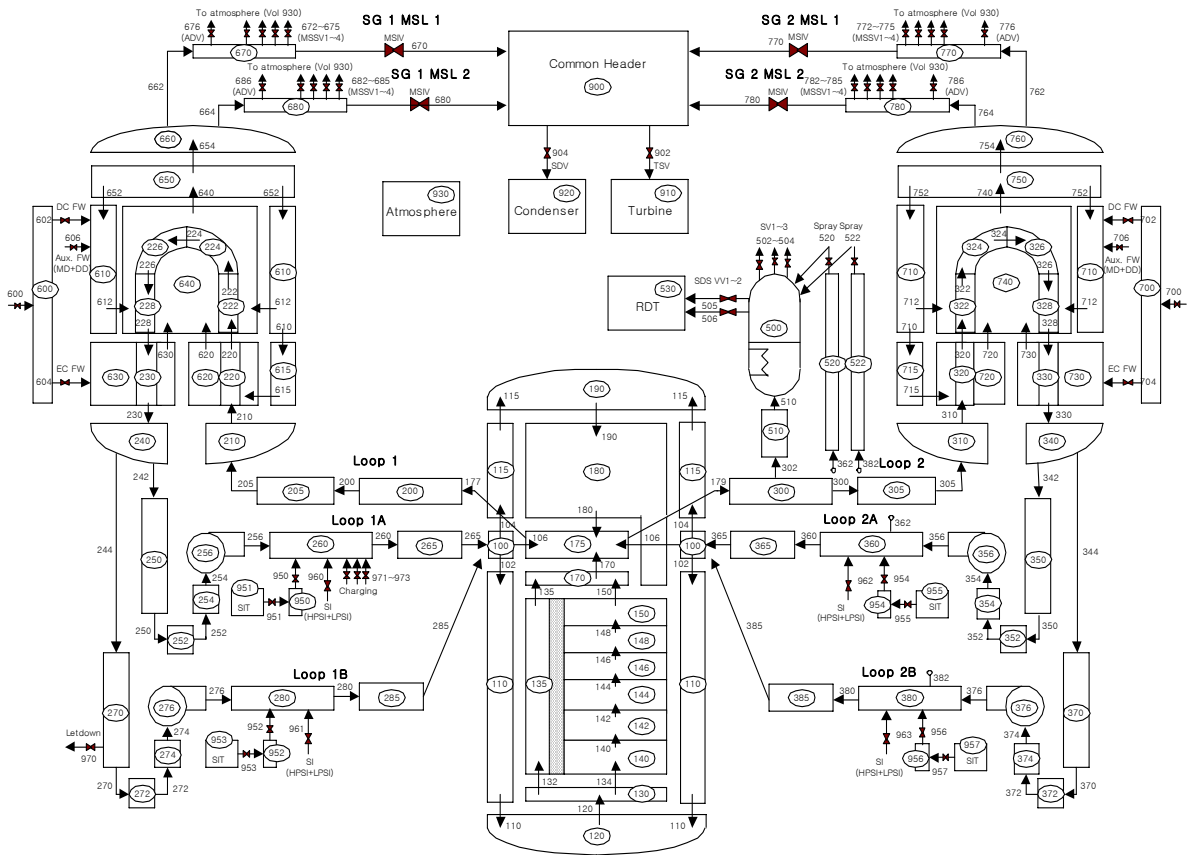
- [1] CESEC Manual, "Digital Simulation of a Combustion Engineering Nuclear Steam Supply System", Combustion Engineering Inc., December, 1981
- [2] M.P.Paulsen et al, "RETRAN-3D - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems," EPRI, July 2001.
- [3] RETRAN Basedeck, "Generation of the RETRAN-3D Basedeck for Ulchin Units 3&4", FNC-CN-02-D013 Rev.03, FNC Technology Co., 2003
- [4] Soon-Joon Hong et al., "Thermal-Hydraulic Analyses of A Steam Generator Tube Rupture Accident for the KORI Nuclear Unit 1 Pressurized Thermal Shock Study", Nuclear Technology, 2002
- [5] 울진원자력발전소 3,4호기 최종안전성분석보고서, 한국전력공사, 1998
- [6] 울진 3,4호기 운전원수첩, 울진원자력본부, 1998

[표 2.1 사고해석 초기조건]

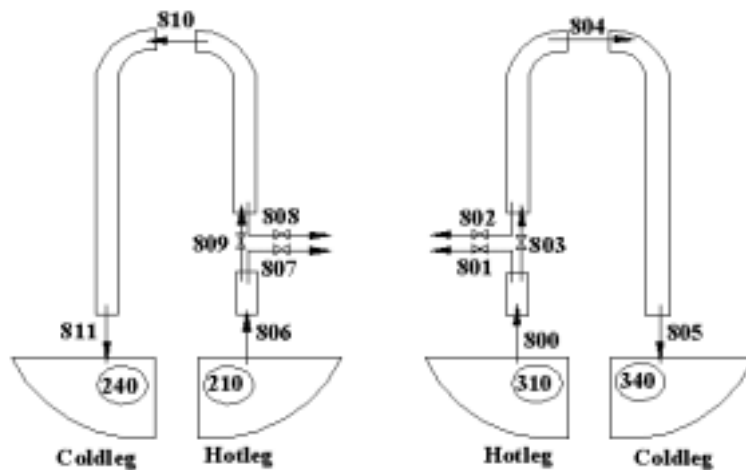
변 수	가정 및 초기 조건
노심 출력 (102%)	2871.3 MWt
노심 입구 냉각재 온도	570 °F
노심 냉각재 유량	111.16x10 ⁶ lbm/hr
초기 가압기 압력	2325 psia
초기 가압기 수위	52.6 %
안전주입 설정치	1705 psia
보조급수 설정치	19.9 %WR
증기발생기 수위	95 %NR

[표 3.1 증기발생기 전열관 파단 사고의 사건 경위]

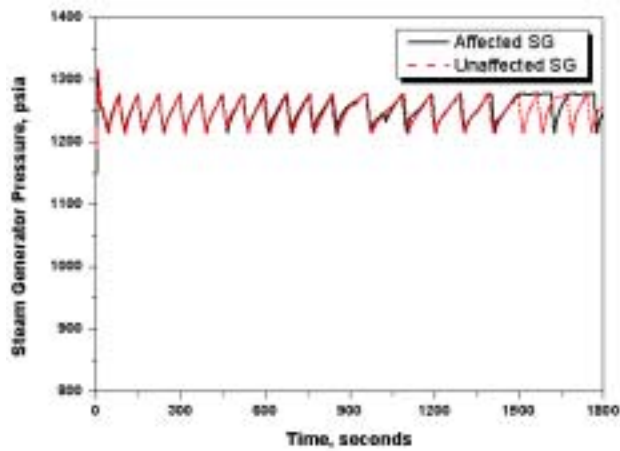
Event	CE초	RETRAN
SGTR 발생	0.0 초	0.0 초
증기발생기 고수위 신호	0.45 초	0.45 초
터빈 트립	0.55 초	0.55 초
주증기격리신호	0.55 초	0.55 초
주증기 안전밸브 개방	4.4 초	4.59 초
주증기 격리밸브 완전 개방	5.55 초	-
안전주입 작동신호 (SIAS)	670.4 초	807.51 초
운전원이 파손측 증기발생기 격리	1800 초	1800 초



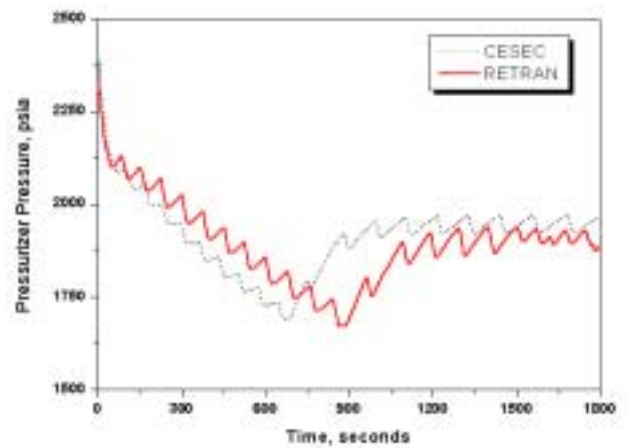
[그림 2.1 울진3/4호기 RETRAN-3D Nodalization]



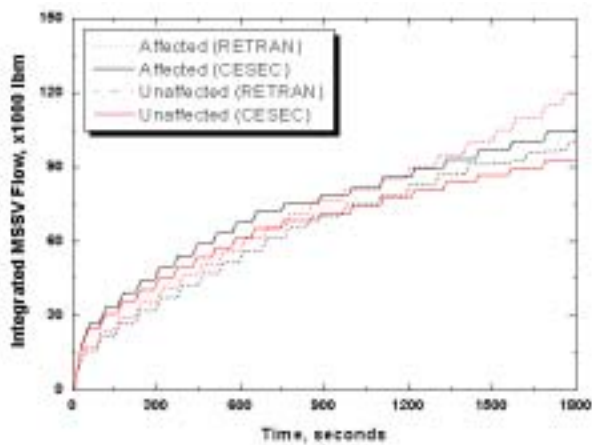
[그림 2.2 증기발생기 전열관 파단 사고 모델]



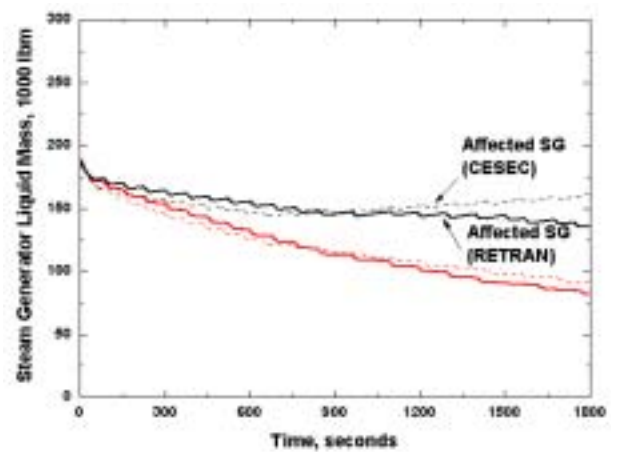
[그림 3.1 증기발생기 압력]



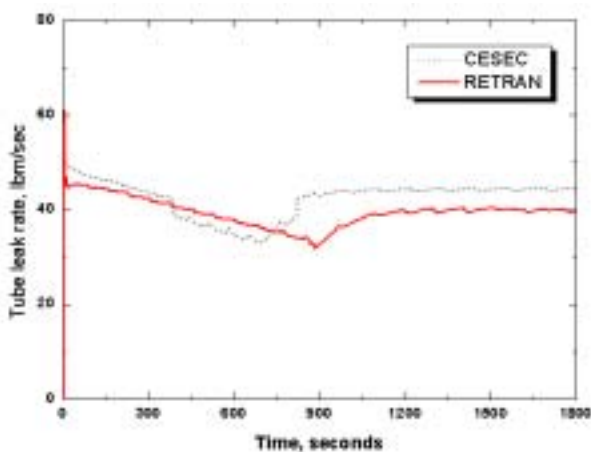
[그림 3.2 가압기 압력비교]



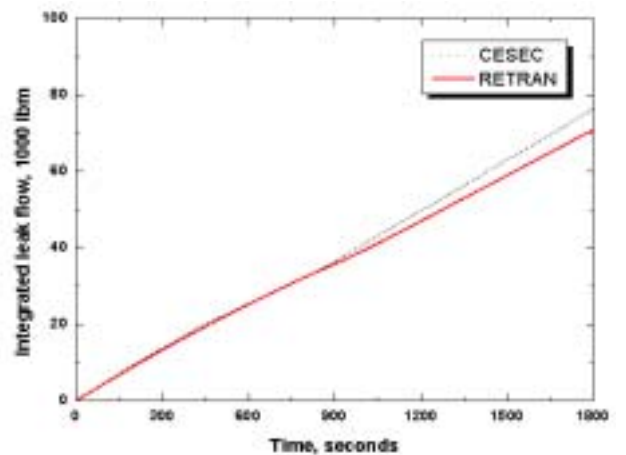
[그림 3.3 누적 주증기안전밸브 유량]



[그림 3.4 증기발생기 Liquid Mass]



[그림 3.5 전열관 파단 부위의 누설량]



[그림 3.6 전열관 파단 부위의 누적누설량]