

# 노심손상빈도 평가를 위한 APR+ PAFS의 안전 해석

강상희<sup>†</sup> · 문호림 · 박영섭

한국수력원자력 중앙연구원 신형원전연구소  
(2012. 8. 21. 접수 / 2013. 4. 26. 채택)

## Safety Analysis of APR+ PAFS for CDF Evaluation

Sang Hee Kang<sup>†</sup> · Ho Rim Moon · Young Seop Park

Advanced Reactor Development Laboratory, KHNP Central Research Institute

(Received August 21, 2012 / Accepted April 26, 2013)

**Abstract** : The Advanced Power Reactor Plus(APR+), which is a GEN III+ reactor based on the APR1400, is being developed in Korea. In order to enhance the safety of the APR+, a passive auxiliary feedwater system(PAFS) has been adopted in the APR+. The PAFS replaces the conventional active auxiliary feedwater system(AFWS) by introducing a natural driving force mechanism while maintaining the system function of cooling the primary side and removing the decay heat. As the PAFS completely replaces the conventional AFWS, it is required to verify the cooling capacity of PAFS for the core damage frequency(CDF) evaluation. For this reason, this paper discusses the cooling performance of the PAFS during transient accidents. The test case and scenarios were picked from the result of the sensitivity analysis in APR+ Probabilistic Safety Assessment(PSA). The analysis was performed by the best estimate thermal-hydraulic code, RELAP5/MOD3.3. This study shows that the plant maintains the stable state without the core damages under the given test scenarios. The results of PSA considering this analysis' results shows that the CDF values are decreased. The analysis results can be used for more realistic and accurate performance of a PSA.

**Key Words** : APR+, passive auxiliary feedwater system, core damage frequency, RELAP, PSA

### 1. 서론

확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment, 이하 PSA)는 원전의 설계 및 운영을 포함하여 원전의 안전성을 종합적으로 평가하는 도구로 널리 활용되고 있다. PSA를 통하여 원전에서 발생할 수 있는 모든 중요한 사고 시나리오들을 파악하고 그 발생 가능성 및 결과를 추정함으로써 대상원전에 대한 안전성을 평가한다. 또한 PSA와 같은 종합적 안전성 평가를 통하여 설계 및 운전상의 취약점을 파악하고, 이를 해소할 수 있는 개선방안을 제시함으로써 궁극적으로 원전의 안전성을 향상시킬 수 있다<sup>1)</sup>.

현재 개발 중인 APR+(Advanced Power Reactor Plus) 원전에 대한 PSA는 설계와 병행하여 수행되었으며, 이는 수행된 설계가 정량적인 안전성 목표를 만족하는지의 여부를 평가하고, PSA 평가 중 안전성을 향상시킬 수 있는 설계 개선을 도출하여 적용함으로써, 이를 통해 APR+의 안전성 향상에 기여하는 것을 목적으로 한다. APR+의 전출력 내부사건의 노심 손상빈도(Core damage frequency, 이하 CDF)에 대한 정량적 안전성 목표는 1E-6/년으로 APR+ 설계에 대하여 안전 목표의 만족여부를 파악하기 위하여, CDF에 영향을 미칠 수 있는 요인에 대한 민감도 분석을 수행하였다<sup>2)</sup>. 그 결과, APR+안전성 목표를 달성하기 위해 열수력 분석을 통해 확인되어야 하는 평가 시나리오가 도출되었고, 이를 검

증할 필요가 있다. 특히 APR+에서 기존가압 경수로형 원전의 보조급수 계통(Auxiliary Feedwater System, 이하 AFWS)을 완전히 대체하는 피동보조급수계통(Passive Auxiliary Feedwater System, 이하 PAFS)을 채택함에 따라 그 특성이 평가 시 적절하게 반영되어야 한다.

따라서 본 연구에서는 PSA 민감도 분석결과로 도출된 시나리오를 대상으로 최적해석 열수력 코드인 RELAP5/MOD3.3코드 평가를 통해 APR+ PAFS의 성능과 안전성을 평가하였다. 이를 위해 소형냉각재 상실사고(Small Break Loss of Coolant Accident, 이하 SBLOCA)와 증기발생기 세관 파단사고(Steam Generator Tube Rupture, 이하 SGTR)를 대상으로 하여 급속냉각 성능을 평가 하였다. 그리고, SGTR 사고후 정지냉각계통(Shutdown cooling system, 이하 SCS)의 주입기능 실패시 PAFS의 지속적인 냉각 성능 및 주증기안전밸브(Main steam safety valve, 이하 MSSV) 개방고착으로 인한 PAFS 불능시 기동급수펌프 사용에 관해 원전의 열수력 거동 및 설계기준초과사고 대응 능력에 관해 평가하였다. 본 평가 결과를 반영하여, PSA상의 성공기준 변경에 따른 CDF 변화율을 평가하였다.

### 2. 피동보조급수계통 개요

기존 가압경수로 원전에서는 주급수 상실시 증기발생

<sup>†</sup>Corresponding Author: Sang Hee Kang, Tel : +82-42-870-5796, E-mail : kshee@khnp.co.kr  
Advanced Reactor Development Laboratory, KHNP Central Research Institute, 1312 Gil 70, Yuseongdaero, Yuseong-gu, Daejeon 305-343, Korea

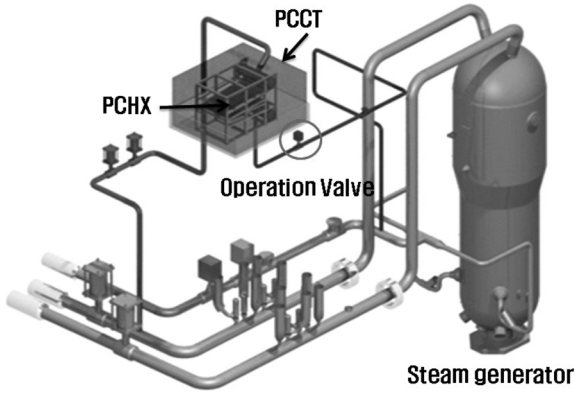


Fig. 1. Outline of PAFS in APR+ (3-D).

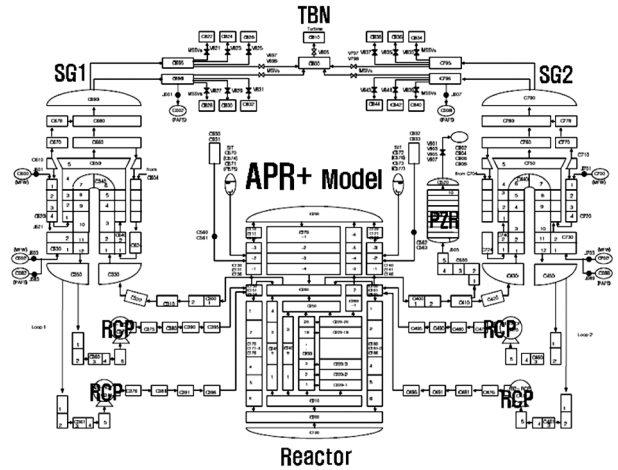


Fig. 2. Noding diagrams of APR+ code model.

기에 급수를 공급하여, 일차측 노심잔열을 제거하는 능동형 AFWS가 설치되어 있다. AFWS는 설계기준사고 발생시 원자로 냉각재의 잔열을 제거하여 SCS 인입조건까지 냉각시켜 원전을 안전한 상태로 유지하는 역할을 담당한다. AFWS는 능동형계통으로 모터구동펌프 2대, 터빈구동펌프 2대, 보조급수탱크 2대로 구성되어 있다.

현재 개발중인 APR+ 원전에서는 원전의 안전성을 향상을 위하여, 기존의 AFWS의 기능을 완전 대체하는 PAFS를 채택하였다. PAFS는 독립된 2계열로 구성되며, 각 계열당 100% 성능을 지니고 있으며, 구성도는 Fig. 1과 같다. PAFS는 피동응축열교환기(Passive condensation heat exchanger, 이하 PCHX), 피동응축냉각탱크(Passive condensation cooling water tank, 이하 PCCT), 작동밸브, 연결 파이프로 구성된다. CLASS 1E전원리에 연결된 계통구동밸브를 제외한 나머지는 피동계통이며, 별도의 운전원 조치없이 증기발생기 저수위 신호에 의해 작동이 이루어진다. PAFS는 응축열교환기 튜브내에서의 응축현상과 보조건설 상부에 위치한 PCCT의 중력수두에 의한 자연순환력에 의해 구동된다. 증기발생기를 통해 배출된 증기가 주증기격리밸브 상단 주증기관에서 분기된 관을 통해 피동응축열교환기 튜브내에서 응축되고, 응축된 물이 회수관을 따라 증기발생기 이코노마이저에 주입되면서, 원자로 냉각재의 잔열을 제거하는 역할을 하며, 이는 폐회로를 형성한다.

### 3. 평가 모델

#### 3.1. 코드 평가 모델

본 해석을 수행하기 위하여 최적해석 열수력 코드인 RELAP5/MOD3.3으로 개발된 입력 모델을 사용하였다<sup>3)</sup>. APR+ 원전의 모델의 Noding diagram은 Fig. 2와 같고, APR+ 설계특성을 반영하여 1개의 원자로와 2개의 증기발생기, 1개의 가압기를 모델하였고, 그에 따른 배관과 밸브, 안전계통 및 제어계통을 모의하였다.

또한 PAFS의 Noding diagram은 Fig. 3과 같다. PAFS모델에서 PCCT는 자연대류 현상을 모의하기 위하여 Core부분과 Annulus부분으로 나누었으며, 민감도 분석을 통해 PCCT의 노드수를 6개로 확정하였다. 또한 PCHX 내의 응축 열

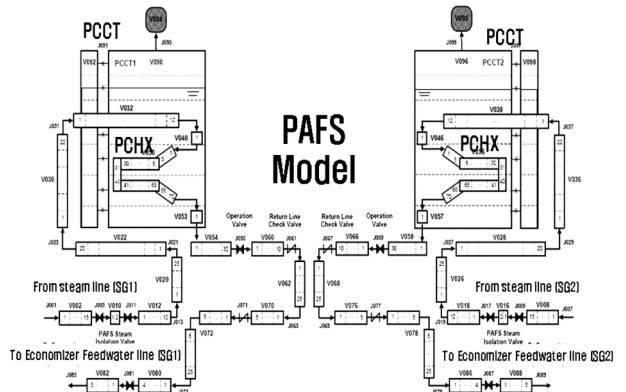


Fig. 3. Noding diagrams of PAFS code model.

Table 1. Calculation Results of Steady-state condition in APR+ RELAP5 model.

	Plant Parameter	Desired	RELAP5
Reactor	Core Power(100%) [MWt]	4290.0	4290.0
	Cold Leg 1A Flowrate(minimum) [kg/s]	5247.8	5247.8
	Hot Leg Temperature [K]	597.05	596.6
Primary Side	Cold Leg Temperature [K]	563.75	563
	Temperature Rise [K]	33.3	33.6
	PZR Level [%]	52.6	49.37
	PZR Pressure [psia]	2250	2250.09
Secondary Side	Steam Flowrate [kg/s]	1243.0	1237.0
	Steam Pressure [bar]	70.26	69.89
	SG Level [%] (NR)	-	44.10

전달 현상을 상세히 평가하기 위해 PCHX 전체노드를 70개로 구성하였다<sup>4)</sup>.

사고 분석에 앞서 설계 사항의 적절한 모의 여부를 확인하고, 사고 모의시 정확한 코드 계산 값을 도출하기 위하여, APR+ 원전 RELAP5 모델 정상상태 계산을 수행하여 발전소 주요 계통변수의 값과 계산값의 지속적인 안정 여부를 확인하였다. 이러한 정상상태를 얻기 위하여 Null Transient로 1,000초를 계산하였다. 그 결과는 Table 1과 같고,

Table 2. Test case and scenarios.

Case	Initial e'nt	Test assumption and Scenarios
1. Aggressive cool down test	S B L O C A	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Break                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Size : 0.38 inch, 1 inch, 1.5 inch, 1.91 inch</li> <li>- Cold leg 1a break (End of RCP)</li> </ul> </li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ System conditions                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- All HPSI unavailable</li> <li>- All SIT available</li> <li>- 1 SC train available</li> <li>- 2 PAFS available</li> </ul> </li> <li>▪ Scenarios                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- No operator action during an accident</li> <li>- Agressive cool down to Shutdown cooling entry by PAFS</li> </ul> </li> </ul>
2. CASE 1 + SCS injection fail	S G T R	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Break                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 1 and 5 double-ended tube rupture</li> <li>- 9.5m point from steam generator tube sheet</li> </ul> </li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ System conditions                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- All HPSI unavailable</li> <li>- All SIT available</li> <li>- 1 SC train available</li> <li>- 2 PAFS available</li> </ul> </li> <li>▪ Scenarios                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Operator action : Isolation of affected SG at 30 min.</li> </ul> </li> </ul>
3. CASE 1 + Start-up feed water pump	S G T R	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Break                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 1 double-ended tube rupture</li> <li>- 9.5m point from steam generator tube sheet</li> </ul> </li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ System conditions                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- All HPSI unavailable</li> <li>- SC train unavailable</li> <li>- All SIT unavailable</li> </ul> </li> <li>▪ Scenarios                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Agressive cool down to Shutdown cooling entry by PAFS</li> <li>- MSSV stuck open unavailable</li> </ul> </li> </ul>
	S G T R	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Break                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 1 and 5 double-ended tube rupture</li> <li>- 9.5m point from steam generator tube sheet</li> </ul> </li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ System conditions                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- All HPSI unavailable</li> <li>- All SIT available</li> <li>- 1 SC train available</li> <li>- 2 PAFS available</li> </ul> </li> <li>▪ Scenarios                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- MSSV stuck open : One valve for each main steam line fails to close after first open</li> <li>- Operator action : Start-up feedwater pump begins to work when each SG wide range level arrives at 5%.</li> </ul> </li> </ul>

대부분의 변수들은 설계값과 유사하게 계산되었으며, 1000 초경에는 안정된 것을 확인할 수 있었다.

### 3.2. 평가 가정 및 시나리오

APR+ PSA 수행시 PAFS가 기존의 AFWS를 완전 대체함에 따라 PAFS로 인해 CDF 값에 끼치는 영향을 평가하기 위한 민감도 분석이 수행되었다<sup>5)</sup>.

그 결과 초기 사건별 CDF 값과 중요 사고 경위에 따라 대상 사고와 평가 시나리오가 도출되었다. 이에 따라 본 연구의 분석대상 시나리오를 선정하였고, 이는 Table 2와 같다. 평가 모델마다 계통 상태 및 운전원 조치 등의 분석대상 시나리오의 내용을 각각의 코드 모델에 반영하였다<sup>6)</sup>.

## 4. 결과 및 고찰

선정된 분석 시나리오에 따라 SBLOCA, SGTR시 PAFS의 급속냉각 성능을 평가 하였고, SGTR시 SCS 주입기능 실패의 경우와 MSSV 개방고착으로 인한 PAFS 불능시 운전원 조치에 의한 기동급수펌프 사용의 경우를 평가하였다. 각 시나리오별로 원전의 열수력적 거동 및 설계기준초과사고 대응 능력에 관해 평가하였다.

### 4.1. 열수력 평가 결과

#### 4.1.1. Case 1

SBLOCA 및 SGTR 발생시 SBLOCA는 저온관을 통해, SGTR은 증기발생기 세관을 통해 일차측의 냉각재가 유출되기 때문에, 노심손상을 방지하기 위해서는 안전주입계통(Safety Injection System, 이하 SIS)에 의해 일차측으로 냉각재 주입이 요구된다. 이때 SIS가 작동 실패할 경우, 일차측으로 냉각재를 주입하기 위해 SCS의 작동이 필요하지만, SCS 인입조건(400psia) 상 주입 수두가 낮아 일차측으로 즉시 냉각재 주입을 할 수 없다. 따라서, 일차측에 냉각수 주입이 가능하도록 PAFS를 이용하여 SCS 주입이 가능한 압력까지 일차측을 급속하게 냉각시켜야 하며, 이러한 PAFS의 급속냉각성능이 본 평가를 통해 검증되었다. PAFS는 사고 발생 후, 증기발생기 수위가 저수위(광역수위 28%)에 도달했을 때 작동하고, PAFS 작동 이전에 일시적으로 MSSV가 개방되어 일차측 압력을 조절하며, PAFS 작동 이후에는 개방되지 않는다.

SBLOCA 발생 후 파단 크기별로 가압기 압력거동의 변화는 Fig. 4와 같고, 노심출구 온도는 Fig. 5 와 같다. 파단 면적이 클수록 파단 면적이 작은 경우 보다 가압기 압력 및 노심출구 온도가 빨리 떨어지며, 파단크기에 따라 SCS 인입조건 도달시간에서 차이를 보이는데, 이는 파단크기에 따라 파단측을 통해 방출되는 냉각재로 인해 발생하는 냉각효과의 영향으로 볼 수 있다.

SGTR 발생 후 증기발생기 세관 파단 크기 별로 가압기 압력거동의 변화는 Fig. 6과 같고, 노심출구 온도는 Fig. 7 과 같다. 파단 개수가 많을수록 가압기 압력 및 노심출구

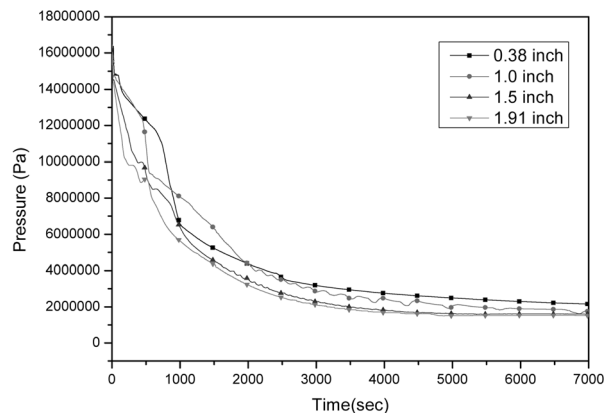


Fig. 4. Pressurizer pressure(Case1, SBLOCA).

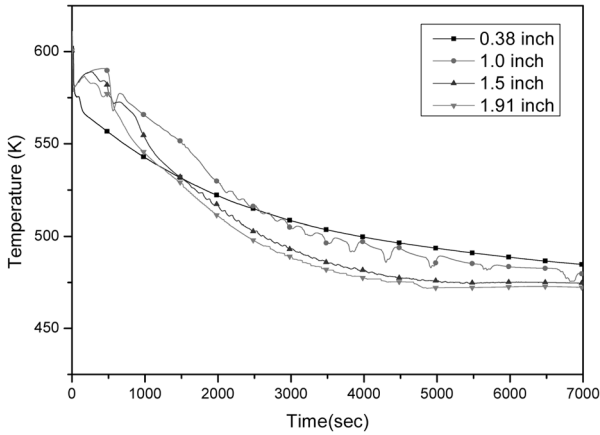


Fig. 5. Core exit temperature(Case1, SBLOCA).

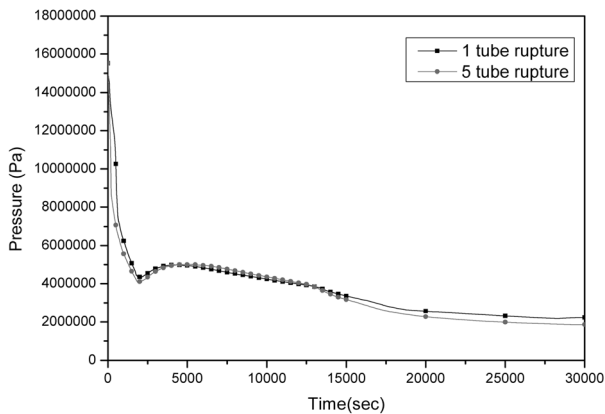


Fig. 6. Pressurizer pressure(Case1, SGTR).

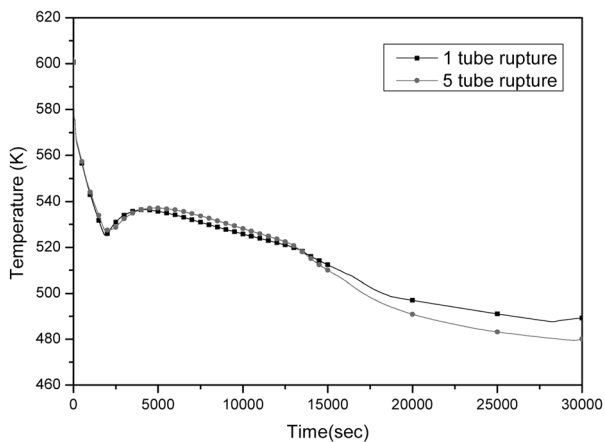


Fig. 7. Core exit temperature(Case1, SGTR).

온도가 조금 빨리 감소하는 것을 알 수 있으며, 이는 파단 축을 통해 방출되는 냉각재에 의한 냉각효과가 더해졌기 때문이다. 또한, SGTR 발생의 경우 사고 발생 후 30분에, 일시적으로 가압기 압력과 노심출구 온도가 높아지는 경향이 있으나, 이는 운전원 조치에 의해 파단 축 증기발생기가 격리되어 일시적으로 발생하는 현상으로 이후 PAFS

에 의한 지속적인 냉각으로 발전소가 안정적인 상태로 유지하는 것을 확인할 수 있다.

본 해석 결과를 통해 PAFS 급속냉각 성능이 검증되었으며, SCS 인입조건까지 적절하게 일차측이 냉각되는 것을 알 수 있다.

#### 4.1.2. Case 2

SGTR시 SIS의 주입기능이 실패할 경우, 증기발생기 이차측을 이용하여 일차측을 급속히 냉각 및 감압시켜 SCS로 일차측으로 냉각수를 주입함으로써 노심손상을 방지할 수 있다. 그러나, 사고 발생 8시간 후 SCS 진입에 실패하여 정지냉각펌프를 이용한 주입이 불가능할 경우, PCCT 충수를 통해 PAFS에 의한 지속적인 냉각의 가능한지의 여부를 평가하였다. 본 결과는 증기발생기 세관 1개 파단의 결과이며, 5개 파단의 경우는 8시간 후 SCS 진입 실패시 노심손상이 발생하므로, 본 분석 케이스에서 고려되지 않았다. 가압기 압력은 Fig. 8과 같고, 노심출구 온도는 Fig. 9와 같다. PAFS는 841초에 작동하고, 운전원 조치에 의해 사고 발생 후 30분에 파단 축 증기발생기를 격리했다. 평가 결과, 세관 1개 파단의 경우 사고 발생 8시간 후 PCCT의 수원 충

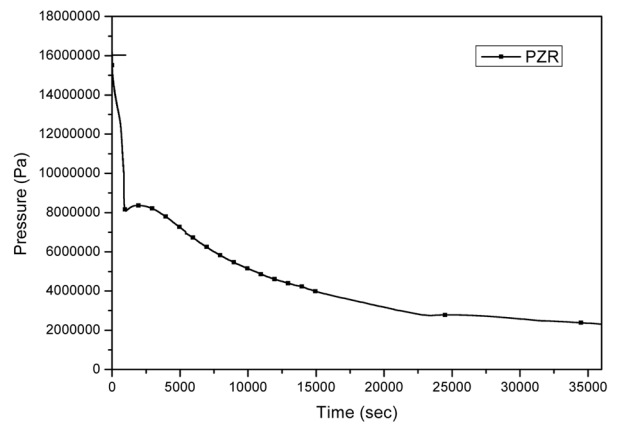


Fig. 8. Pressurizer pressure(Case2, SGTR).

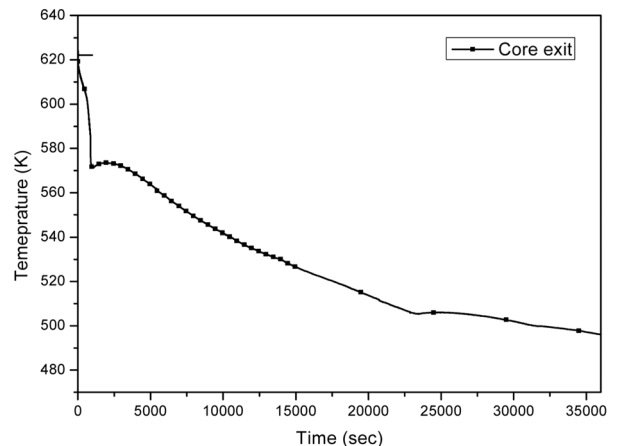


Fig. 9. core exit temperature(Case2, SGTR).

수를 통해 건전측 증기 발생기쪽 1대의 PAFS만으로 지속적인 냉각되어, 가압기 압력 및 노심 출구 온도가 지속적으로 감소하였다. 원전을 안전한 상태로 유지하는 것이 확인되었으며, 노심손상이 발생하지 않음을 알 수 있다.

4.1.3. Case 3

PAFS는 작동시 증기발생기 상부의 주증기관부터 PCHX를 지나 다시 증기발생기 이코노마저를 연결하는 폐회로를 구성하게 된다. SGTR 발생시 이차측의 과압으로 PAFS 작동 이전에, 일시적으로 주증기관의 MSSV가 개방되고, PAFS 작동 이후에는 개방되지 않는다. 그러나 이때 개방된 MSSV가 고착될 경우, PAFS의 폐회로가 상실되면서 PAFS는 작동 불능상태가 된다. 이와 같은 경우 증기발생기는 순식간에 고갈되며, 노심손상 또한 발생하게 된다. 이때, PAFS의 작동실패에 대비하여 기동급수펌프 운전방안을 도입하여, 운전원이 증기발생기 광역수위 5%에 도달시 기동급수펌프를 작동하여 증기발생기에 물을 공급하는 조치가 제안되었다. 이 설계의 적정성 평가를 수행한 결과, 증기발생기 수위는 Fig. 10, Fig. 11과 같다. Fig. 10은 1개의 증기발생기 세관이 파단 되었을 때, 증기발생기 수위 거동을 나타낸 결과 이고, Fig. 11은 5개의 증기발생기 세관이 파단되었을

때의 수위 거동을 나타낸 결과이다. 두 경우, SGTR 사고 발생 후 가압기 저압신호로 인해 원자로 정지가 발생하게 되고, 이때 각 주증기라인의 MSSV 한 개가 첫 개방 후 고착되는 것으로 모의하였다. PAFS는 증기발생기 저수위신호에 의해 작동하나, MSSV 개방고착으로 인해 PAFS의 작동폐회로가 손상됨에 따라 고유 냉각기능을 상실하게 된다. 또한, 개방 고착된 MSSV를 통해 증기발생기의 증기가 방출되어 증기발생기는 빠르게 고갈 된다. 이때, 운전원이 증기발생기 광역수위 5%에 도달시, 기동급수펌프를 작동하여 증기발생기에 물을 공급하게 되면, Fig. 10, Fig. 11의 기동급수펌프를 사용한 경우와 같이 증기발생기 수위가 회복된다. 이 경우, 증기발생기 세관 파단 크기에 따라 방출되는 물에 의해 노심의 잔열이 일부 제거되는데, 파단개수가 5개인 경우는 일차측의 냉각수가 이차측으로 다량 공급됨에 따라 파단측 증기발생기 수위(SG1)가 급격하게 고갈되지 않는다. 파단개수에 따른 거동의 차이를 보이지만, Fig. 12, Fig. 13의 기동급수펌프 사용에 의한 일차측 가압기 압력 및 노심 출구 온도의 거동을 볼 때, 압력 및 온도가 지속적으로 감소하여, 안정된 상태를 보이는 것을 확인하였다. 따라서 기동급수 펌프를 사용하는 운전원 조치를 통해 증기발생기 고갈 및 노심손상을 예방할 수 있음을 알 수 있다.

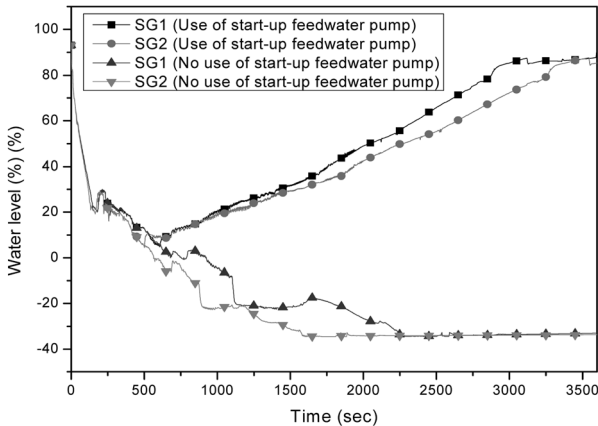


Fig. 10. Steam generator water level(Case3, SGTR, 1 tube rupture).

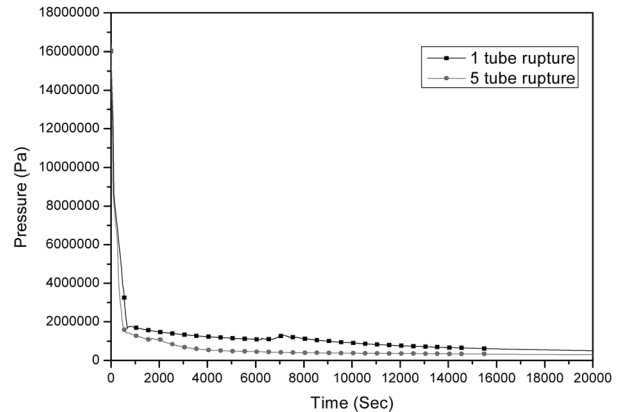


Fig. 12. Pressurizer pressure(Case3, SGTR).

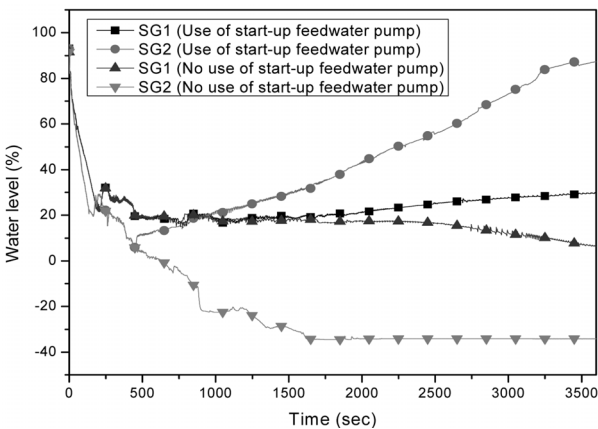


Fig. 11. Steam generator water level(Case3, SGTR, 5 tube rupture).

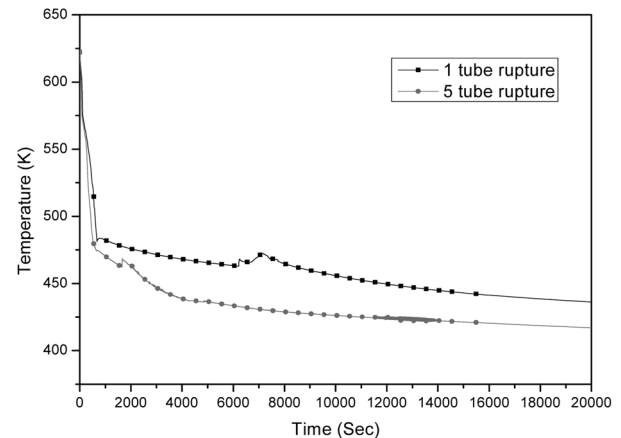


Fig. 13. Core exit temperature(Case3, SGTR).

**Table 3.** Sensitivity analysis results of core damage frequency.

Case	Initial event	CDF change after T-H analysis
1 Aggressive cool down	SBLOCA/SGTR	-51%
2 CASE 1 + SCS injection fail	SGTR	-59%
3 CASE 1 + Start-up feed water pump	SGTR	-39%

**4.2. 민감도 분석**

선정된 시나리오에 따라 수행한 열수력 분석 결과를 반영하여, APR+ PSA상의 대상 사고의 성공기준을 변경하였다. 기존 AFWS를 사용하는 가압경수로형 원전에서 노심 손상 발생으로 평가되었던 실패 경위들이 PAFS의 설계특성의 적절한 반영 없이 초기 APR+ PSA 평가시에, 실패 경위로 고려되었었다. 그러나 본 연구의 열수력 평가 결과, APR+에서는 노심손상이 발생하지 않는 것으로 평가 되었으며, 이를 통해 성공 경위가 변경되었었다. 각 Case별 CDF 변화값은 Table 3과 같고, 열수력 평가 이후 추가된 성공 경위에 의해 CDF값이 감소하는 것을 확인할 수 있었다. Table 3과 같이 CDF값이 급속 냉각의 경우에서 51%, 급속냉각에 정지냉각 주입 실패의 경우에 59%, 급속 냉각에 기동급수 펌프 충수의 경우에 39% 감소하는 것으로 평가되었었다. 이를 통해 APR+ 원전이 AFWS를 완전 대체하는 PAFS를 선택함으로써 원전의 안전성 향상에 기여할 수 있는 것을 확인할 수 있었다<sup>7)</sup>.

**4. 결론**

본 연구에서는 APR+ PSA 결과를 바탕으로 APR+ 안전성 목표를 달성하기 위해 안전성향상에 기여할 수 있는 시나리오를 도출하고 이를 대상으로 열수력 분석을 통해 사고 발생으로 인한 원전의 열수력적 거동 및 설계기준초과 사고 대응 능력에 관한 평가를 수행하였다. 최적해석 열수력 코드인 RELAP5/MOD3.3를 사용하여 모델을 구성하고 각 시나리오에 따라 계산을 수행하였다. 특히 APR+는 기존의 AFWS를 PAFS로 완전 대체함에 따라 PAFS의 성능과 특성이 반영된 열수력 분석을 수행하였다.

선정된 대상 시나리오에 따라 평가한 결과 사고시 원전을 냉각하는 PAFS의 급속냉각 성능을 확인할 수 있었으며, 사고발생 8시간후 SCS 주입 실패후 PCCT 충수를 통한 PAFS의 지속적인 냉각성능의 경우를 확인하였다. 또한 MSSV 개방고착으로 인해 발생하는 PAFS 불능시 증기발생기 고갈

및 노심손상을 막기 위한 운전원 조치로 증기발생기 고갈 및 노심손상을 막을 수 있음을 확인하였고 이를 추가하여 설계에 반영하였다.

검증된 시나리오의 열수력 해석 결과를 반영하여 PSA상의 성공기준을 변경함에 따라 CDF 값이 최소한 39% 이상 감소하는 것을 확인할 수 있었다.

본 연구를 통하여 APR+ PSA를 통한 시나리오의 열수력 해석 및 검증을 통해, 기존 AFWS를 PAFS로 변경함에 따라 APR+의 안전성이 향상되었음을 확인하였으며, 이를 정량적으로 평가할 수 있었다. 또한 PAFS 설계 및 운전상의 취약점을 해소할 수 있는 개선사항을 도출하여, 열수력 해석을 통해 검증함으로써 신뢰성 있는 안전성 평가가 수행될 수 있었다.

**감사의 글:** 본 연구는 지식경제부에서 시행한 지식경제 기술혁신사업의 기술개발 결과로 작성되었습니다.(No. R-2007-1-005-02)

**Reference**

- 1) The Sensitivity Analysis of the Core Damage Frequency to improve the safety of APR+, KEPCO E&C, pp. 1~34, Dec 2010.
- 2) The Feasibility Study Report on Development of the Core Technologies for APR+, S07NJ06-K-TR-001, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd NETEC, pp. 204~227 2008.
- 3) USNRC, RELAP5/MOD3.3 Code Manual, Vol. 3, March 2003.
- 4) A. Schaffrath, A. K. Krüssenberga, A. Fjodorowb, U. Gochtb and W. Lischkeb, Modeling of Condensation In Horizontal Tubes, Nuclear Engineering and Design, Vol. 204, pp. 251-265, 2001.
- 5) Evaluation Report on Analysis of Safety, Economic, Plant Availability, Radiation, Protection for the APR+ Development, Korea Hydro & Nuclear Power Co.,Ltd CRI and KEPCO E&C, pp. 32-54 April, 2011.
- 6) Copying Capability of APR+ against Fukushima Accidents, Korea Hydro & Nuclear Power Co.,Ltd -CRI, p. 60-63 Proc. of 18 th Pacific Basin Nuclear Conference, 2012.
- 7) Sensitivity Analysis of Core Damage Frequency for Advanced Power Reactor Plus, pp. 52-53 Proc. of Korean Nuclear Society Spring Meeting, 2012.