

초임계압수 냉각 원자로 피동형 안전계통 해석 코드 개발

Development of a safety analysis code for supercritical water cooled reactor
with passive safety system

윤한영, 배운영
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

중력에 의하여 작동하는 피동안전계통을 가진 초임계압수 냉각원자로의 안전해석을 위한 컴퓨터 코드를 개발하였다. 이 코드에서는 냉각재 질량, 운동량, 에너지에 대한 일차원 보존 방정식을 사용하고 있다. 질량과 에너지에 대한 계산 노드는 급수관, 강수관, 노심 하부 및 상부 공동, 증기관, 피동형 잔열제거 계통 등으로 구성된다. 운동량에 대한 계산 유로는 각각의 노드 중심을 연결하는 선으로 구성된다. 노심출력은 점 동력학 모델이 적용되며, 노심 핵연료와 잔열제거계통 열교환기를 위한 열전달 계산 모델 등이 포함되었다. 초임계압수 냉각원자로에 대한 피동 안전계통의 적용 타당성을 조사하기 위하여 개발된 코드를 이용한 안전해석을 수행하였다.

Abstract

A computer code is developed for the safety analysis of a supercritical water-cooled reactor with a gravity driven passive safety system. One-dimensional governing equations are employed for the coolant mass, energy, and momentum respectively. The computational nodes are feedwater line, downcomer, lower plenum, core, upper plenum, steam line, and the passive residual heat removing system. The point kinetics model is used for the calculation of core fission power. The specific heat transfer models are developed for the heat transfer calculation of the fuel rod, cladding, core, and the heat exchanger of the passive residual heat removal system. Since the coolant density change in the core is large for a supercritical water-cooled reactor compared to the current pressurized water reactor, a passive safety system driven by gravity force is feasible. Safety analysis is carried out to investigate whether the passive residual heat removal system can supply enough coolant flow to the core under various transient conditions.

1. 서 론

초임계압수 냉각원자로 (SCWR, Supercritical Water-Cooled Reactor) 는 GIF (Generation IV International Forum)에 의하여 미래의 유망한 원자로 개념으로 선정되어 국제적인 연구가 진행 중에 있다. SCWR의 설계는 기존의 경수로(LWR)에 비하여 매우 단순한 구조를 가지고 있어서 큰 폭의 건설비용 절감이 기대된다. 또한, 노심출구 온도의 증가로 인하여 약 45%의 열효율을 달성하는 것이 가능하다.

일본에서는 약 십년 전부터 SCWR에 대한 연구가 진행되어 왔다¹⁻³⁾. 이는 주로 동경대학교를 중심으로 이루어졌으며, 크게 열중성자로와 고속로의 두 가지 형태에 대한 설계를 고려하였다. 초임계압수의 경우 중성자 감속 효과가 작기 때문에 열중성자로의 경우 별도의 water rod를 도입하였다. 고속로의 경우는 water rod가 필요하지 않기 때문에 보다 단순하고 작은 형태의 노심을 구현할 수 있다. 노심설계에 대한 연구 이외에 동력변환계통 (BOP), 기동 계통, 안전 계통, 부수로 해석 등에 대한 연구도 진행되었다. 초임계압수의 경우 상변화가 발생하지 않기 때문에 증기발생기, 재순환 펌프 등과 같은 설비는 필요하지 않다. 즉, 노심 출구의 냉각재가 바로 터빈으로 전달되는 직접 순환계(direct cycle)로서 증기발생기를 사용하지 않는다. 터빈의 경우는 기존 초임계압 화력 발전소에서 사용하고 있는 것을 적용할 수 있다. 그림 1(a)는 동경대학교에 의하여 제안된 SCWR의 안전계통에 대한 개략도를 나타내었다.

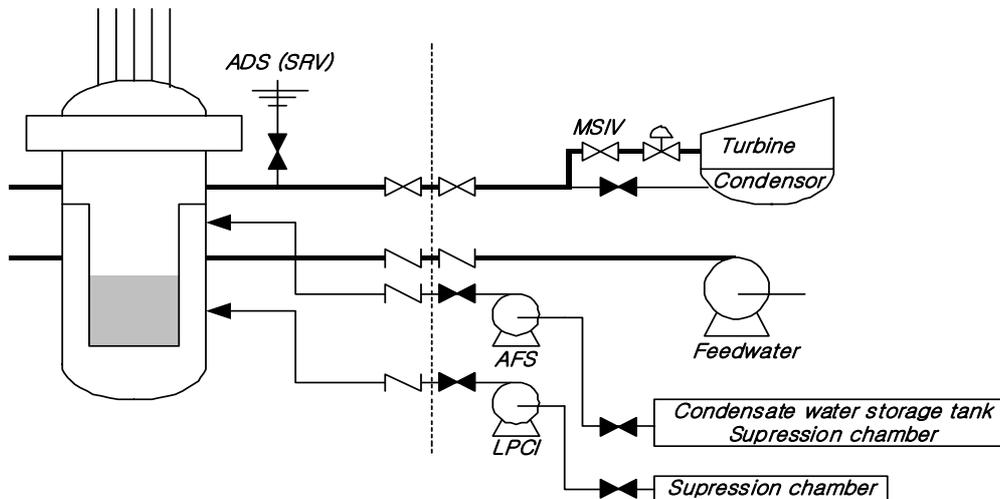


그림 1 Active safety system of SCWR

직접 순환계의 SCWR은 관류형 (once-through) 이기 때문에, 과도현상 및 사고 발생시 노심의 냉각재 유량을 확보하는 것이 안전계통 설계의 기본 개념이다. Lee 등⁴⁾은 그림 1의 안전계통에 대한 SCWR의 냉각재 상실사고 (LOCA) 해석을 수행하였으며, 그 결과 저압 안전 주입수 (LPCI) 와 자동 감압 계통 (ADS) 에 의하여 피복관의 최대온도 (PCT)는 허용 기준값보다 작게 나타났다. 비 냉각재 상실사고 해석은 고속로형에 대하여 처음으로 수행된 바 있다⁵⁾. 이 연구에서는 특히 사고 및 과도 현상에 대한 안전해석 허용 기준을 제시하였다. 최근에는 열중성자로에 대하여도 비 냉

각재 상실사고 해석이 수행되었다⁶⁾.

SCWR의 경우 노심내의 냉각재 밀도 변화가 가압 경수로 (PWR)에 비하여 매우 크므로, 자연대류를 이용한 피동형 안전계통의 설계가 가능하다. 이에 따라, 본 연구에서는 SCWR의 피동형 안전계통에 대한 타당성을 검토하였다. 그림 2는 SCWR에 대한 피동형 안전계통의 개념도를 나타낸다. 급수 상실이 발생하는 경우 그림 1의 경우 비상 급수가 주입되는 것에 비하여 피동형의 경우 잔열 제거계통(PRHR)이 작동하여 급수의 역할을 하게 된다. 현재 국내에는 SCWR에 대한 설계가 수행되지 않은 관계로 일본 동경대학교의 설계 자료를 이용하여 피동형 안전계통에 대한 비 냉각재 상실사고 안전해석을 수행하였다.

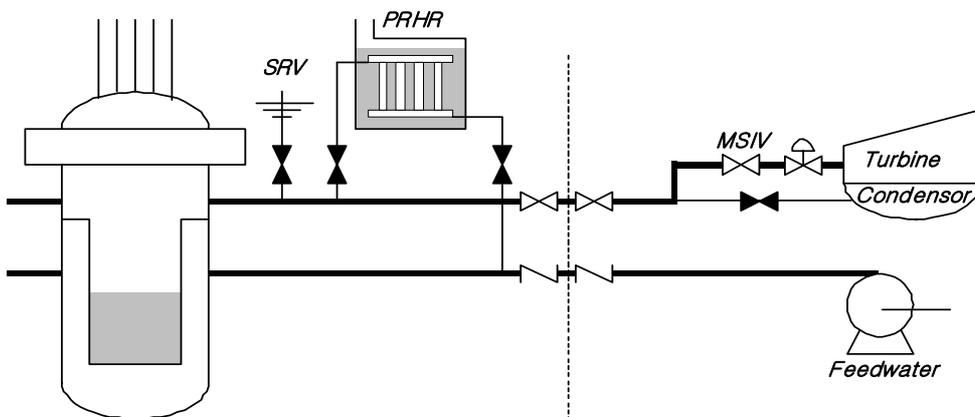


그림 2 Passive safety system for SCWR

2. 해석 방법

해석코드로서 원자력연구소에서 개발된 TASS(Transient And Setpoint Simulation)⁷⁾을 SCWR에 적용할 수 있도록 개선한 TASS/SCWR을 개발하였다. 초임계압 조건에서의 물성치와 열전달 상관식들의 추가가 이루어졌다.

주요한 계통 변수들은 Dobashi³⁾에 의한 설계 자료를 이용하였다. 안전계통은 PRHR 열교환기, 증기/액체 밸브, 안전 밸브 등으로 구성된다. 급수가 상실될 경우 주 증기 격리 밸브 (MSIV)가 닫히고, PRHR 증기/액체 밸브들이 열리게 되고 노심의 냉각은 PRHR을 경유한 자연대류에 의하여 이루어진다. 계통 압력은 안전 밸브의 개방에 의하여 제한된다. 안전해석에 사용된 주요 계통 변수는 표 1에 나타나있다.

노심 설계 변수	
핵연료 집합체 수	211
핵연료 봉 수 /집합체	258
핵연료 봉 직경 (mm)	8.0
피복관 두께 (mm)	0.4
피치 (mm)	9.5
water rod 수	30
Doppler 계수 (pcm/K)	-2.5
감속재 계수 ((dk/k)/(g/cc))	0.40
노심 높이 / 직경 (m)	4.20/3.28
노심 입구/출구 온도 (K)	553/781
주요 계통 변수	
열출력 (MWatt)	3568
주 증기관 수	2
급수량 (kg/s)	1862
계통압력 (MPa)	25
PRHR 계통 변수	
PRHR 탱크 물 체적 (m ³)	100
PRHR 열전달 면적 (m ²)	425
PRHR 튜브 내경/외경 (m)	0.0065/0.009
PRHR 튜브 높이 (m)	2

표 1 SCWR 설계 변수

3. 수학적 모델

3.1 지배방정식

원자로 냉각계통의 열수력 모델은 이상유동에 대한 5개의 일차원 보존 방정식들로 구성된다.

혼합체 질량 보존 :

$$\frac{dM}{dt} = \sum_i W_i \quad (1)$$

액체 질량 보존 :

$$\frac{dM_l}{dt} = \sum_i (1 - x_i) W_i + W_{cond} \quad (2)$$

혼합체 에너지 보존 :

$$\frac{dE}{dt} = \sum_i h_i W_i + Q \quad (3)$$

증기 엔탈피 보존 :

$$\frac{dH_s}{dt} = \sum_i x_i W_i h_{s,i} + Q_{stm} - W_{cond} h_s \quad (4)$$

혼합체 운동량 보존 :

$$\frac{1}{g} \frac{L}{A} \frac{dW}{dt} = (P_{up} - P_{down}) - K_f \frac{W|W|}{2\rho g A^2} + \Delta P_{elev} \quad (5)$$

보존 방정식의 적분은 implicit one step method를 적용한다. 이 방법은 선형화된 보존 방정식의 backward differentiation을 의미한다. 즉, 보존 방정식을 다음과 같은 벡터 형태로 나타내면,

$$\frac{d\bar{Y}}{dt} = f(\bar{Y}) \quad (6)$$

와 같은데 이를 선형화 시키면 다음과 같다.

$$\frac{d\bar{Y}}{dt} = f(\bar{Y}_0) + f'(\bar{Y}_0)(\bar{Y} - \bar{Y}_0) \quad (7)$$

여기서 $f'(\bar{Y}_0)$ 는 \bar{Y}_0 에서 함수 $f(\bar{Y})$ 의 Jacobian을 나타내며, backward 차분을 하면,

$$\frac{\Delta \bar{Y}}{\Delta t} = f(\bar{Y}_0) + f'(\bar{Y}_0) \Delta \bar{Y} \quad (8)$$

와 같다. 여기서 Δt 는 차분 시간을 나타낸다. 이것을 다시 행렬 형태로 나타내면 다음과 같다.

$$[\bar{I} - \Delta t f'(\bar{Y}_0)] \Delta \bar{Y} = \Delta t f(\bar{Y}_0) \quad (9)$$

위의 선형 방정식은 우선 일단계로서 질량 및 에너지 보존 방정식을 운동량 방정식에 대입하여 정리된 선형 방정식을 구성한다. 이것은 질량과 에너지 변화량을 독립변수로 하는 선형방정식으로 block inversion technique⁸⁾을 사용하여 계산한다. 선형 방정식들에 대한 적분을 수행한 후 각 노드의 열수력적 상태를 고려하여 압력을 계산한다.

초임계압 상태의 물성치는 IAPWS-IF97⁹⁾를 사용하여 계산하였다. 노심 출력은 6개 지발 증성자 그룹에 의한 동특성 모델을 사용하였고, 노심 잔열은 ANS73¹⁰⁾의 표를 사용하였다.

3.2 열전달 모델

노심과 PRHR의 열전달 계산을 위하여 다음과 같은 계산 모델을 추가하였다. 핵연료 피복관 표면과 PRHR 튜브 내부의 열전달은 Kitoh 등⁵⁾에 의한 상관식을 적용하였다.

$$Nu = 0.015 \cdot Re^{0.85} \cdot Pr^c \quad (10)$$

여기서,

$$C = 0.69 - \frac{81000}{DHF} + f_c \cdot q''$$

$$f_c = \begin{cases} 2.9 \cdot 10^{-8} + \frac{0.11}{DHF} & 0 \leq h \leq 1500 \\ -8.7 \cdot 10^{-8} - \frac{0.65}{DHF} & 1500 \leq h \leq 3300 \\ -9.7 \cdot 10^{-7} + \frac{1.30}{DHF} & 3300 \leq h \leq 4000 \end{cases} \quad \begin{aligned} DHF &= 200 \cdot G^{1.2} [W/m^2] \\ G &= \text{mass velocity } [kg/m^2s] \text{ 이다.} \\ h &= \text{enthalpy } [kJ/kg] \end{aligned}$$

급수가 상실되는 경우 노심 잔열은 자연대류에 의하여 제거되는데, 이때는 Churchill-Chu의 상관식¹¹⁾을 적용한다.

$$Nu = \left\{ 0.825 + \frac{0.387 Ra^{1/6}}{[1 + (0.492/Pr)^{9/16}]^{8/27}} \right\}^2 \quad (11)$$

$$Ra = Gr \cdot Pr = \frac{g\beta(T_s - T_\infty)L^3}{\nu\alpha}$$

PRHR 튜브의 외부는 PRHR 탱크의 과냉각수에 의하여 냉각되는데 이때에는 Rohsenow의 수조 핵비등 상관식¹²⁾을 적용하였다.

핵연료와 PRHR 튜브의 열전달은 다음과 같은 일차원 열전도 방정식을 이용하여 계산하였다.

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \kappa \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + Q$$

이 때 핵연료는 반경방향으로 세 부분 (핵연료, 간극, 피복관) 으로, PRHR 튜브는 5개의 노드로 나누어 계산을 수행하였다.

4. 결과

TASS/SCWR을 사용하여 다음과 같은 사고 및 과도현상에 대한 안전해석을 수행하였다.

- 완전 급수 상실 사고
- 급수 펌프 축 고착 사고
- 터빈 부하 상실 사건
- 부분 급수 상실 사건
- 제어되지 않은 제어봉 인출사고

그림 3은 본해석에 사용된 계통의 계산 노드를 나타낸다.

Water rod는 별도의 노드로 구성하지 않았는데 이는 노심과 water rod 사이의 열전달을 무시한 가정이다. 이러한 가정은 중성자의 감속에 영향을 주기 때문에 핵설계 관점에서는 적절하지 않으나 열수력적 관점에서는 동일한 노심 출구온도를 나타낸다.

다음은 완전 급수 상실사고 및 터빈 부하 상실 사건의 해석결과에 대한 설명이다.

4.1 완전 급수 상실 사고

완전 급수 상실 사고는 두 개의 급수 펌프에 공급되는 전원의 상실로 발생한다. 전원 상실과 동시에 급수 펌프는 5초 동안 감쇄한다. 원자로 정지 신호는 급수량이 저급수량 설정치 (60%)보다 작게 되면 발생한다. 원자로 정지 신호의 지연시간과 정지제어봉 작동 지연 시간은 각각 0.3초 및 0.5초

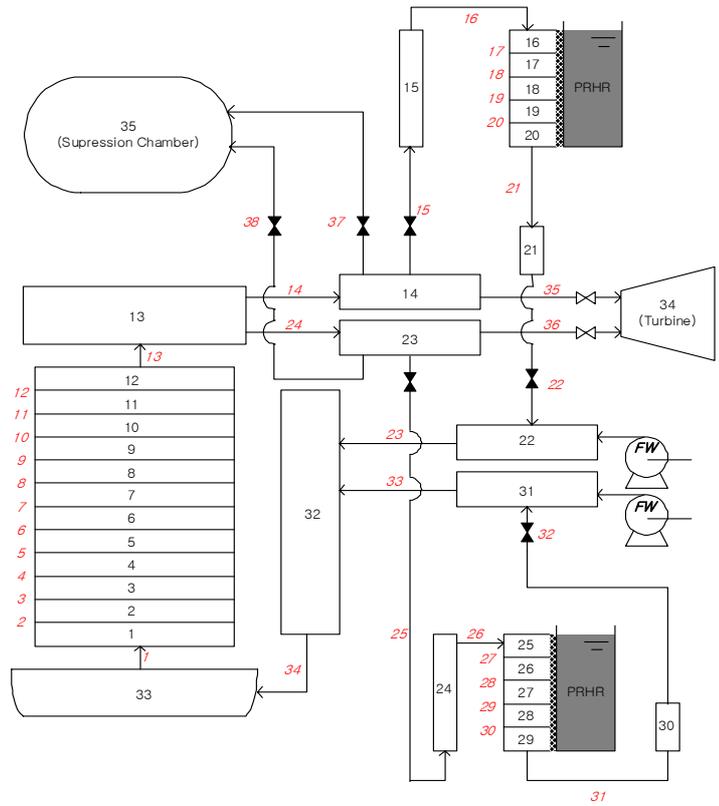


그림 3 TASS/SCWR Nodalization

로 가정하였다. 원자로 정지신호 발생과 동시에 주증기 격리밸브가 닫히고 PRHR 증기/액체 밸브가 열리게 된다. 밸브의 개폐시간은 5초로 가정하였다. 주증기 격리 밸브가 닫힘에 따라 계통의 압력은 증가하여 안전밸브가 열리게 된다. 이때에 핵연료 피복관 온도는 증가하지만, PRHR이 작동함에 따라 자연대류에 의한 냉각이 이루어져서 감소하게 된다.

해석 결과 사고 진행 과정은 표 2에 나타나 있으며, 그림 4와 5는 중요 변수의 변화를 나타내었다. 급수 펌프가 정지한 후 자연대류에 의한 노심 유량은 약 80kg/s인 것으로 나타났다. 피복관 최대 온도는 75.6초에 705.9℃인 것으로 나타났는데 이는 허용 기준값 (1260℃)보다 작다.

Time (s)	Events	Value
0.0	Two feedwater pumps begin to coast down in (s)	5.0
2.0	Low feedwater flow trip setpoint is reached (%)	60.0
2.3	Reactor trip signal is generated MSIVs begin to close (s)	5.0
	PRHR water/steam valves begin to open (s)	5.0
2.8	Reactor trip breaker is open and scram rods begin to drop (s)	3.3
8.3	Safety valve open setpoint is reached (MPa)	26.5
75.6	Maximum cladding temperature is reached (℃)	705.9

표 2 완전급수 상실사고 진행 과정

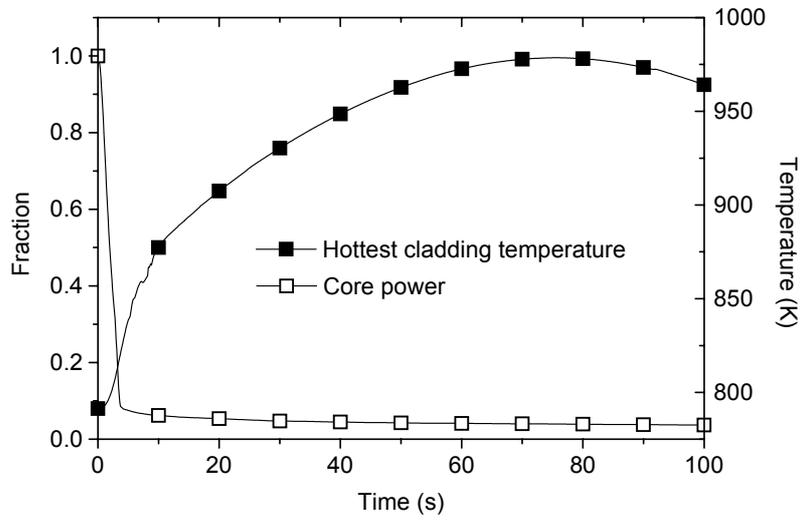


그림 4 노심출력 및 피복관 온도

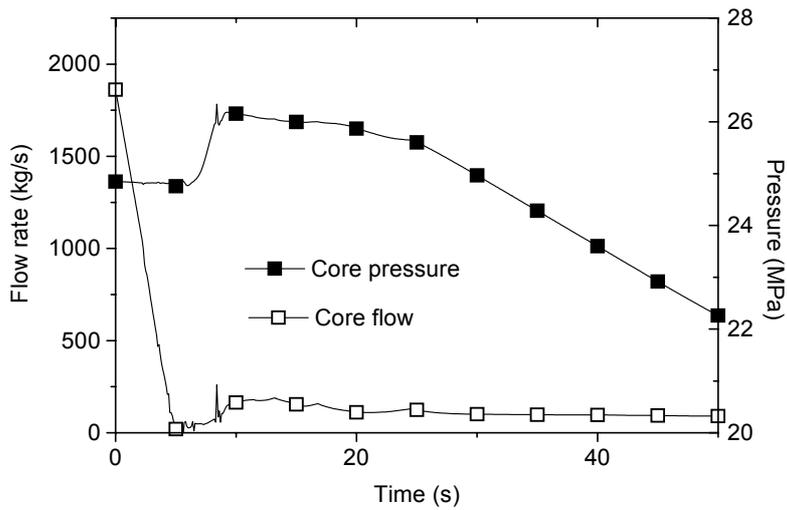


그림 6 노심 유량 및 계통 압력

4.2 터빈 부하 상실 사건

터빈 부하 상실 사건은 과도현상으로 분류되며 피복관 온도의 허용 기준값은 (840℃)이다. 이 사건은 터빈 제어밸브의 급격한 닫힘에 의하여 발생하는데 본 해석에서는 보수적으로 0.1초에 닫히는 것을 가정하였다. 원자로 정지 신호는 터빈 정지 신호와 동시에 발생하며 정지 제어봉 작동 지연 시간은 0.5초이다. 보통 이러한 경우 터빈 우회밸브가 열리게 되지만 안전해석을 위하여 고려하지 않는다. 계통압력은 급격히 증가하여 안전 밸브의 개방 설정값에 도달하게 된다.

해석 결과의 사건 진행과정은 표 3에 나타나 있으며 주요 변수는 그림 7과 8에 나타나 있다. 계통

압력의 급격한 증가는 냉각재의 밀도를 증가시키고, 이에 의하여 출력이 증가하는데 0.33초에 초대 출력 1.06을 나타내었다. 초대 피복관 온도는 530.5℃로서 허용 기준값보다 적다.

Time(s)	Events	Value
0.0	One feedwater pump shaft locked Low feedwater flow trip setpoint is reached (%)	60.
0.3	Reactor trip signal is generated MSIVs begin to close (s) PRHR water/steam valves begin to open (s) Intact feedwater pump begins to coast down (s)	5.0 5.0 5.0 5.0
0.8	Reactor trip breaker is open and scram rods begin to drop (s)	3.3
7.0	Maximum system pressure is reached (MPa)	26.2
28.7	Maximum cladding temperature is reached (℃)	720.0

표 3 터빈 부하 상실 사건 진행과정

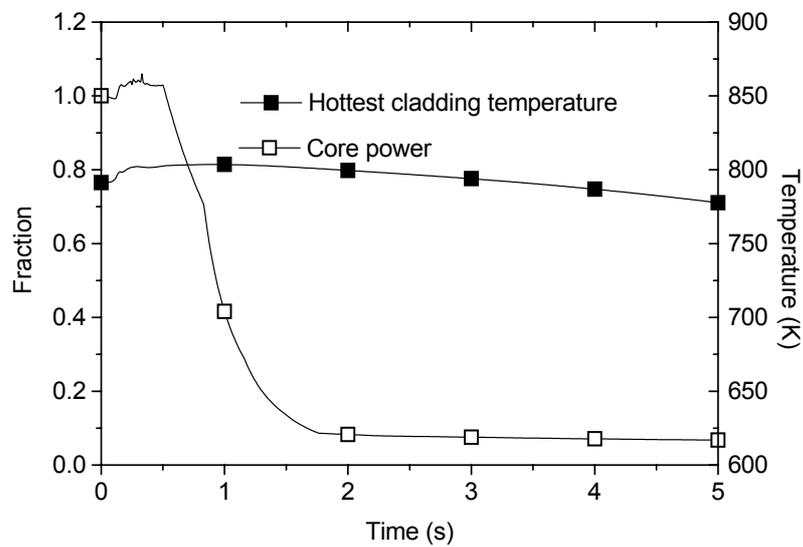


그림 7 노심 출력 및 피복관 온도

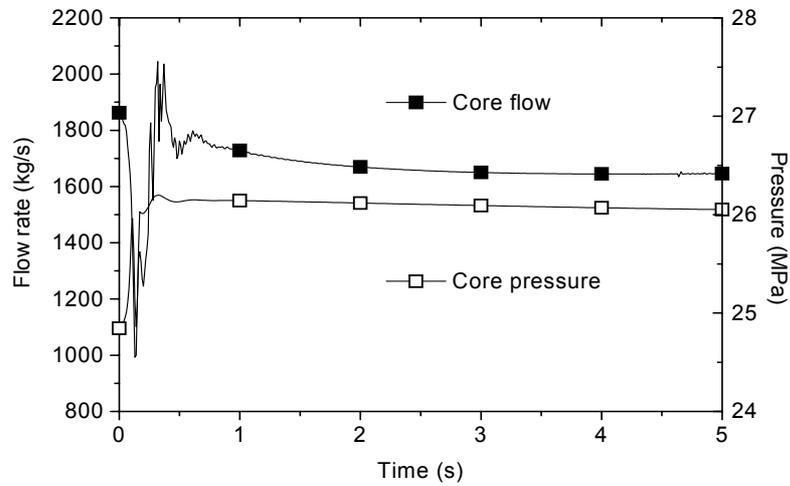


그림 8 노심 유량 및 압력

4.3 기타 사건 결과

위의 두 가지 사건을 포함한 기타의 안전해석 결과를 표 4에 요약하였다. 최대 피복관 온도는 모두 허용 기준값보다 작음을 알 수 있다.

Events	Calculated Max. Cladding Temp. (°C)	Limits (°C)
Complete loss of feedwater flow	705.9	1260.0
Feedwater pump locked rotor	720.0	
Loss of turbine load	530.5	840.0
Partial loss of feedwater flow	664.5	
Loss of off-site power	661.6	
Uncontrolled control rod withdrawal	693.6	

표 4 최대 피복관 온도 비교

계통압력 및 피복관 온도에 영향을 주는 인자로는 안전 밸브의 면적과 PRHR 열교환기의 면적을 들 수 있다. 안전 밸브의 개방은 사건 초기 증기 격리 밸브의 폐쇄와 동시에 계통의 압력이 급격히 증가하는 것을 방지함으로써 피복관 온도의 상승을 막는다. 따라서 안전밸브의 면적은 초기 사건진행에 중요한 역할을 한다. 그림 9는 밸브 면적에 따른 계통 압력의 변화를 나타내었다. 밸브 면적이 약 0.001 m² 보다 작은 경우 계통의 압력은 안전 해석 허용값인 28.5Mpa를 초과하는 것으로 나타났다.

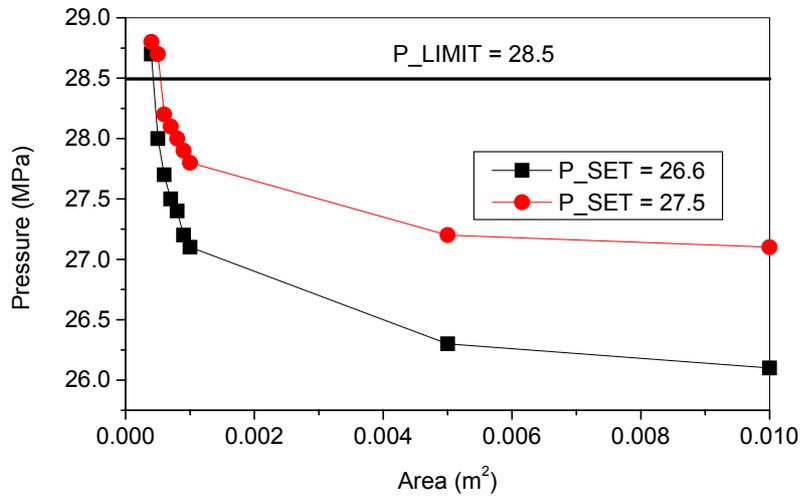


그림 9 안전 밸브 면적에 따른 계통 압력의 변화

한편 PRHR 열교환기의 면적은 노심의 잔열 제거에 영향을 미치는데 그림 10에 나타난 바와 같이 열전달 면적이 증가함에 따라 노심의 잔열제거가 효과적으로 이루어져 피복관 온도가 빨리 감소함을 알 수 있다.

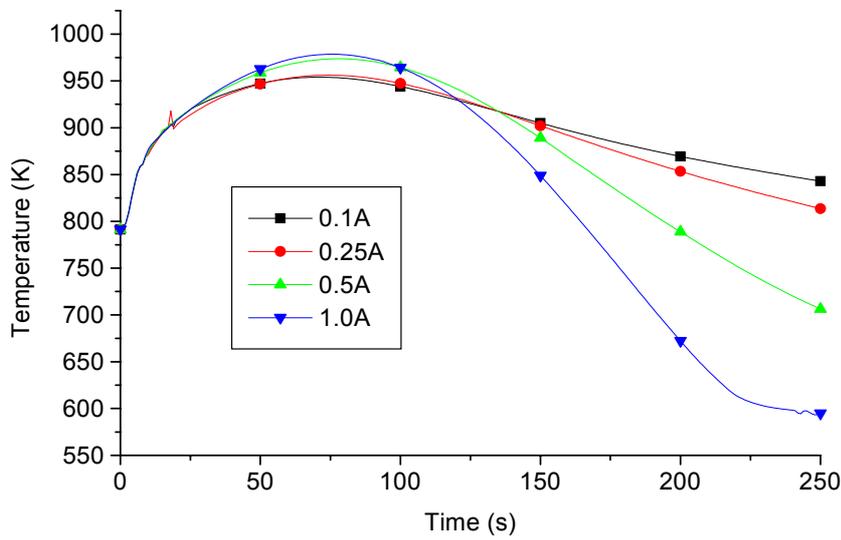


그림 10 PRHR 열전달 면적에 따른 피복관 온도 변화

5. 결론

초임계압수 냉각원자로의 안전해석을 위하여 계통코드인 TASS/SCWR을 개발하였다. 또한, 초임계압수의 높은 밀도 변화율을 이용한 피동 안전 계통을 도입하여 이에 대한 안전해석을 수행하였다. 해석 결과 계통압력 및 최대 피복관 온도는 모두 안전해석 허용값보다 작게 나타났다. 따라서, 피동개념의 안전계통은 SCWR에 적용할 수 있음을 확인하였다.

향후 연구 과제로서 국내 노심 및 계통 설계를 적용한 안전해석, 냉각재 상실사고를 대처한 안전 계통의 설계와 계산 코드의 정비 등을 수행하여야 할 것으로 생각된다.

6. 참고 문헌

- 1) Y. Okano, S. Koshizuka and Y. Oka, "Core design of a direct-cycle, supercritical-pressure, light water reactor with double tube water rods, " *J. Nucl. Sci. Technol.*, **33**, 365 (1996).
- 2) T. Mokohara, S. Koshizuka and Y. Oka, "Core design of a high-temperature fast reactor cooled by supercritical light water, " *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Engineering (ICONE-6)*, San Diego, California, May 10-15, 1998, p.229 (1998).
- 3) K. Dobashi, A. Kimura, S. Koshizuka and Y. Oka, "Conceptual design of a high temperature power reactor cooled and moderated by supercritical light water," *Ann. Nucl. Energy*, **25**, 487 (1998).
- 4) J. H. Lee, S. Koshizuka and Y. Oka, "Development of a LOCA analysis code for the supercritical pressure light water cooled reactors, " *Ann. Nucl. Energy*, **25**, 1341 (1998).
- 5) K. Kitoh, S. Koshizuka and Y. Oka, "Refinement of transient safety analysis for a high-temperature reactor cooled by supercritical water," *Nucl. Technol.*, **135**, 252 (2001).
- 6) Y. Ishiwatari, Y.Oka and S. Koshizuka, "Safety analysis of a high temperature supercritical pressure light water cooled and moderated reactor, " *Proc. Int. congress on Advanced Nuclear Power Plants (ICAPP)*, Hollywood, Florida, June 9-13, 2002 (2002).
- 7) H.Y. Yoon et al., *Thermal hydraulic model description of TASS/SMR*, KAERI/TR-1835/2001, Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) (2001). [in Korean]
- 8) T. A. Porsching, et al., *FLASH4: A fully implicit Fortran IV program for the digital simulation of transients in a reactor plant*, WAPD-TM-840 (1969).
- 9) William T. Parry, James C. Bellows., John S. Gallagher and Allan H. Harvey, *ASME International Steam Tables for industrial use : Based on the IAPWS International Formulation 1997 for the thermodynamic Properties of Water and Steam (IAPWS-IF97)*, CRTD-58, ASME, (2000).

- 10) Proposed ANS Standard, *Decay Energy Release Rate Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactor*, October 1971 (1971).
- 11) Frank P. Incropera and David P. Dewitt, *Introduction to Heat Transfer*, John Wiley & Sons, New York, 439 (1990)
- 12) W. M. Rohsenow, "A method of correlating heat transfer data for surface boiling of liquids," *Trans. ASME*, **74**, 969 (1952).