2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

# 한국 표준형원전 대형냉각재상실사고 시 최적 전산코드 체계를 이용한 질량/에너지 방출 및 격납건물 압력 평가

# Evaluation of LBLOCA Mass/Energy Release and Containment Pressure Using Best-Estimate Computer Code System for Korean Standard Nuclear Plant

이철신, 박찬억, 송증효, 최한림, 최철진, 서종태

한국전력기술㈜ 원자로설계개발단
대전광역시 유성구 덕진동 150

이재용, 안남성

한국전력공사 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

## 요 약

본 논문에서는 한국 표준형원전에 대하여 격납건물 내 기기검증에 대한 설계기준 사고인 대형냉각재상실사고 시 질량/에너지 방출량 및 격납건물 압력을 최적 전산코드 체계를 적용하여 계산하고 그 결과를 기존의 보수적인 인허가 방법론에 의한 해석 결과와 비교 평가하였다. 평가 결과에 의하면 현재의 인허가 방법론에는 보수적인 초기조건 및 설계자료의 적용, 임계유동 및 증기발생기에서의 열전달과 같은 주요 열수력학적 현상에 대한 보수적인 가정 및 모델 적용 등으로 인하여 상당한 설계 여유도가 있는 것으로 판명되었다. 추후 보완해야 할 과제로는 파단 크기 및 위치에 따른 영향 평가, 최적 해석 코드 내 모델에 대한 검토, 인허가 시현성 검토 등이 있다. 앞으로 보다 체계적으로 최적 해석 방법론을 보완하여 개발한다면 격납건물 내 기기 검증 곡선의 완화를 통한 원전 경제성 제고가 기대된다.

## Abstract

Mass/energy release and containment pressure was calculated using the best-estimate computer code system for KSNP large break loss-of-coolant accident, the design bases accident for the containment environmental equipment qualification. In addition, an evaluation was performed by comparing with the results of the present licensing analysis methodology. It reveals that substantial design margin exists in the licensing analysis methodology due to the conservative initial condition/design data and conservative assumption/model application associated with the major thermal hydraulic phenomena such as critical flow and heat transfer across the steam generator. Further study is needed such as the evaluation of the effect of break size and location, the review of the models in the best-estimate codes, and the evaluation of licensibility of the best-estimate analysis methodology. It is expected that improved economic benefit can be obtained through the relaxation of containment environmental equipment qualification curve if the systematic development of the best-estimate computer code system is steadily performed.

## 1. 서 론

현재 국내에서 보유하고 있는 원전 기기 환경검증용 해석 방법론은 영광 3, 4 호기 계통설계 시 CENP(Combustion Engineering Nuclear Power)로부터 도입된 방법론으로써 영광 3,4 호기 원전 건설 당시의 인허가 기준을 따르고 있다. 그러나, 앞으로 도입될 주기적 안전성 평가(PSR : Periodic Safety Review)에서는 건설 당시의 인허가 기준뿐만 아니라 현재의 인허가기준(CLB : Current License Basis)을 적용하도록 권고하고 있다[1]. 따라서, 기존에 축적된 원전 운전 경험과 최신 연구 개발 성과가 반영된 원전 기기 환경검증용 해석 방법론 개발이 시급한 실정이다. 특히 현재의 해석 방법론으로는 기기 환경 검증을 위한 격납 건물 온도 및 압력 관점에서 충분한 설계 여유도를 확보하지 못하고 있는 실정이다. 따라서, 기존의 해석 방법론이 가지는 과도한 보수성을 확인하고 이를 바탕으로 최적화 및 단순화를 통한 새로운 원전 기기 환경검증용 해석 방법론 개발이 필요하다. 개발과정 중 습득된 경험 및 자료는 가동중인 원전의 안전여유도 증대, 운전성 향상, 출력 증가, 수명연장 등 원전 경제성을 제고에 기여할 수 있으며 해석 방법론의 최적화에 따른 기기 환경검증용 온도 및 압력 여유도 증대는 후속 호기 설계 시 경제성 제고를 위한 설계 변경에도 활용할 수 있다. 또한, 원전 설계 선진국으로부터 도입된 설계 및 안전해석 방법론의 단순 운용 차원을 넘어서 해석 방법론 개발을 직접 수행함으로써 기술 자립에 기여하고 분석에 따른 기술 배경을 확립할 수 있어 PSR 수행 뿐만 아니라 향후 제기될 가능성이 있는 각종 안전 관련 문제의 국내 수행 기반을 구축할 수 있을 것으로 기대된다.

본 논문에서는 분석 대상 발전소를 한국 표준형원전(Korean Standard Nuclear Power Plant : KSNP)으로 선정하여 격납건물 설계기준사고인 대형냉각재상실사고 중 건전성 관점에서 가장 제한적인 파단 위치로 판명된 원자로냉각재펌프 토출관에서의 양단 파단사고에 대해 기존의 보수적인 방법론과 개발 중인 최적 해석 방법론의 해석 결과를 정량적으로 비교 평가하였다. 이를 통하여, 기존 방법론의 보수성을 확인하고 이를 바탕으로 PSR 수행을 포함한 여러 격납건물 관련 안전 관련 문제에 적용 가능한 새로운 최적 기기 환경검증용 해석 방법론 개발에 활용하고자 한다.

## 2. 사고 개요 및 해석방법론

### 2.1 사고 개요

기기 검증을 위한 설계기준사고인 격납건물 내 대형냉각재상실사고가 발생하면 파단부를 통하여 질량 및 에너지가 격납건물 내로 방출되며 이에 따라 격납건물 온도 및 압력이 상승한다. 기기 검증을 위한 질량 및 에너지 방출량 분석은 NUREG-0585 에 따라 수행한다[2]. 대형냉각재상실사고는 원자로 용기 내 열수력학적 거동 특성에 따라 취출, 재충수, 재관수, 및 재관수후 단계로 분류할 수 있다. 취출 단계는 사고시작 시점부터 일차계통이 감압되어 일차계통의 압력이 격납건물 압력과 거의 같아질 때까지의 기간이며 이 기간동안 대부분의 초기 일차계통의 냉각재는 2 상 혼합유체로 방출된다. 취출 단계 이후에 방출되는 냉각수는 비상노심냉각계통으로부터 공급된다. 취출 단계에서는 질량 및 에너지가 임계 유동으로 방출되므로 방출량은 격납건물 압력에 영향을 받지 않으며 적용된 임계 유동 모델 및 사고 초기 조건에 주로 영향을 받는다.

취출 후 단계는 재충수, 재관수, 및 재관수후 단계를 포함하며 질량 및 에너지 방출 관점에서 고온관 파단과 저온관 파단은 크게 다른 양상을 보인다. 고온관 파단에서는 비상노심냉각계통에서 주입되어 노심을 통과한 대부분의 냉각수가 증기발생기를 통과하지 않고 직접 격납건물로 방출되므로 증기발생기의 에너지가 격납건물로 방출되는 메커니즘이 없기 때문에 취출 단계만 고려한다. 반면에 저온관 파단에서는 노심 냉각수가 격납건물로 방출되기 전에 증기발생기를 통과하므로 취출 후 단계의 격납건물 방출을 고려하여야 한다. 저온관 파단은 토출관 파단과 흡입관 파단으로 구분할 수 있으며 본 논문에서는 격납건물 건전성 관점에서 가장 제한적인 토출관에서의 파단에 대해서만 평가를 수행하였다.

재충수 단계 기간 동안 비상노심냉각수는 원자로 용기 바닥에서부터 노심 하단까지 채워지게 된다. 재관수 단계는 비상노심냉각수가 노심을 재충만시켜 노심 수위가 유효 노심(active core) 상단에서 2 ft 아래에 도달할 때까지이며 이 기간 동안, 노심에서 냉각수로의 열전달에 의해 상당한 양의 비상노심냉각수가 증기화되는 과정에서 증기로 유입되어 격납건물에 도달하기 전에 증기발생기 이차측에서 일차측으로의 역 방향 열전달에 의해 가열된다. 증기발생기를 통과하는 이상 유체의 상태는 이차측에서 일차측으로의 열전달량에 따라 결정된다. 재관수후 단계는 증기발생기 온도가 격납건물 온도와 같아질 때까지이다. 취출 후 단계의 질량 및 에너지 방출은 원자로 용기와 격납건물 간의 압력차가 임계 유동을 형성할 정도로 크지 않으므로 격납건물 압력의 영향을 받으며 저온관 파단의 경우 앞에서 언급한 바와 같이 증기발생기 열원의 일차측으로의 전달에 대한 모델 및 가정에 상당한 영향을 받는다.

### 2.2 해석 방법론

해석 방법론은 각 단계별 질량 및 에너지 방출량에 영향을 주는 인자인 초기 조건, 임계 유동 모델, 증기발생기에서의 역 방향 열전달 모델 등에 대한 차이에 의해 보수적인 인허가 방법론과 최적 방법론이 구별될 수 있다. 본 논문에서 평가한 이들 방법론에 대해 개략적으로 설명하면 다음과 같다.

#### 2.2.1 최적 해석 방법론

질량 및 에너지 방출 해석은 최적 코드인 RELAP5/MOD3.1-K[3]를 이용하였다. 이 코드는 USNRC 의 RELAP5/MOD3.1[4]에 재관수 모델을 개선한 코드로서 취출 후 단계의 방출량에 영향을 미치는 격납건물 압력을 직접 반영하기 위해 격납건물 배압 계산용 최적 코드인 CONTEMPT4/MOD5[5] 코드를 통합하여 질량 및 에너지 방출 해석을 수행하였다. 코드 통합 시 수정은 최소화하고 각 코드의 특성이 유지되도록 하였으며 통합에 대한 타당성은 적절한 검증계산을 통하여 검증되었다[6]. 각 코드에 대한 설계자료는 질량 및 에너지 방출량을 최대화 시키는 방향으로 입력하였다. 원자로 용기의 열수력학적 거동 모사에는 초기조건으로 정격운전 조건을 적용하였으며 노딩은 그림 1 에 나타내었다. 격납건물 압력 거동은 상기 통합 코드에 의해 계산된 질량 및 에너지 방출자료를 입력으로 CONTEMPT4/MOD5 코드를 이용하여 계산하였다. 이 때는 격납건물 압력을 최대화시키는 방향으로 설계자료를 입력하였다.

#### 2.2.2 보수적 인허가 해석 방법론

한국 표준형원전의 격납건물 설계 시 대형냉각재파단사고의 질량 및 에너지 방출 계산에 적용된 인허가 코드는 취출 단계에서는 CEFLASH-4A 코드[7]를, 취출 후 단계에서는 FLOOD-3 코드[8]가 이용되었다. CEFLASH-4A 코드에 대한 노딩을 그림 2에 나타내었다. 격납건물 온도 및 압력 계산은 CONTEMPT-LT/028[9] 코드를 이용하였다. 취출 단계 질량 및 에너지 방출량에 큰 영향을 미치는 인자는 원자로냉각재계통의 초기 조건 및 파단부를 통한 방출 시 적용되는 임계 유동 모델이다. 초기 조건은 질량 및 에너지 방출량을 최대화 시키는 방향으로 주요 변수의 초기 조건에 대한 범위 내에서 선택되었으며 임계 유동 모델은 질량 방출 관점에서 보수적인 Henry-Fauske/Moody 상관식 [10,11]을 적용하였다. 재관수 기간 동안의 계산은 먼저 노심 입구로 유입되는 냉각수 유량 및 노심 상단에서 유출되는 냉각수 유량의 분율을 계산하고 이를 이용하여 노심 재관수율 및 CRF (Carry-over Rate Fraction)을 계산한다. 그리고 에너지 평형을 이용하여 노심에서의 열전달에 의한 노심 출구 조건을 계산한다. 또한 노심 상단에서 유출되어 증기발생기를 통과하는 이상 유체로의 증기발생기로부터의 열전달양을 계산한다. 재관수 단계의 CRF 에 대해서는 표준안전심사지침서[12]에 규정된 값을 적용하였다 (그림 3). 취출 후 단계의 질량 및 에너지 방출량에 가장 큰 영향을 미치는 인자인 증기발생기에서의 역 방향 열전달에 대한 가정은 FLOOD-3 코드에 보수적인 열전달 모델을 적용하여 계산한다. 재관수 단계에서는 증기발생기를 통과한 이상 유체가 무조건 과열증기가 되도록 매우 큰 열전달 계수를 적용하고 있으며 재관수 후 단계에서도 증기발생기 전열관의 노출 여부에 관계없이 증기발생기에서 전열관으로는 응축열전달을, 전열관에서 일차측 이상 유체로는 비등열전달을 적용한다.

## 3. 해석 결과

한국 표준형원전 저온관 양단 파단사고에 대해서 최적 해석 방법론 및 보수적인 인허가 방법론에 의한 질량 및 에너지 방출량 및 격납건물 압력에 대한 계산결과를 비교하였으며 그 결과를 그림 4 에서 8 까지 나타내었다. 그림 4 에 취출 기간 중 시간에 따른 원자로냉각재 압력 변화를 나타내었다. 그림에서 알 수 있듯이 원자로냉각재 압력 변화는 유사한 경향을 보여주고 있지만 최적 해석의 경우가 보다 완만하게 감소함을 알 수 있다. 취출 기간 중 시간에 따른 파단부를 통한 에너지 방출율을 비교한 결과를 그림 5 에 나타내었다. 사고 초기에 인허가 방법론의 에너지 방출율이 최적 해석 방법론의 방출율보다 크다는 것을 알 수 있다. 취출 단계의 질량 및 에너지 방출량은 원자로냉각재계통의 초기 조건 및 파단부의 임계 유동 모델에 많은 영향을 받으며 인허가 방법론에 적용된 초기 조건은 보수적인 초기 조건을 선택하였고 임계 유동 모델도 보수적인 Henry-Fauske/Moody 상관식을 적용하였기 때문에 상대적으로 큰 것으로 판단된다. 또한 인허가 방법론에서는 표준안전심사지침서의 요건에 따라 증기발생기를 통과하여 방출되는 이상유체를 과열증기로 만들기 위해서 보수적인 역 방향 열전달계수를 적용한다.

취출 후 단계에서 시간에 따른 증기 방출율 및 증기발생기 압력 변화에 대한 비교 결과를 그림 6 및 7 에 나타내었다. 증기 방출율을 비교한 이유는 파단부에서 방출되는 이상 유체 중에서 증기가 격납건물 압력 증가 측면에서 물보다 더 중요한 역할을 하기 때문이다. 취출 기간 중 격납건물로 방출되는 중요한 에너지원은 증기발생기 금속 및 냉각재의 현열이므로 그림 6 에 나타난 증기 방출율의 상당한 차이는 증기발생기에서의 역 방향 열전달 현상에 대한 가정에서 기인하는 것으로 평가

되었다. 인허가 방법론에서는 증기발생기 전열관의 노출 여부에 관계없이 증기발생기에서 전열관으로는 응축열전달을, 전열관에서 일차측 이상 유체로는 비등열전달을 보수적으로 적용한다. 반면에 최적 해석 방법론에서 사용한 RELAP5/MOD3 의 경우 증기발생기에서 일차측으로의 열전달 현상은 주어진 열수력학적 조건에 의해 열전달 영역이 결정되며 이에 따라 열전달계수가 결정된다. 그림 7 의 증기발생기 압력 변화에서 알 수 있듯이 인허가 해석의 경우 보수적인 열전달계수의 적용으로 인하여 증기발생기의 에너지원이 격납건물로 방출되어 증기발생기 압력이 급격히 격납건물 압력까지 감소하지만 최적 해석 방법론의 경우 매우 천천히 감소하여 거의 일정한 값을 유지함을 알 수 있다. 그 이유는 대형냉각재상실사고 이후 격납건물 고압력에 의한 주증기격리신호가 발생하여 양측 증기발생기를 사고 초기에 격리시키므로 증기발생기 수위가 전열관 위로 유지되며 따라서 열전달 영역이 인허가 방법론에서 적용한 응축열전달 영역이 아닌 자연순환에 의해 열전달 영역이기 때문이다.

그림 8 에 시간에 따른 격납건물 압력 변화에 대한 비교 결과를 나타내었다. 사고초기에 최적 해석 및 인허가 방법론의 격납건물 압력 차이는 그림 5 에 나타낸 바와 같이 두 해석 방법론 간의 에너지 방출율의 차이에 기인하는 것으로 판단된다. 최적 해석 방법론의 경우에는 격납건물 첨두압력이 발생하는 시점은 취출 종료 시점과 거의 일치하며 이후 서서히 감소하는 것으로 나타난다. 인허가 방법론의 경우에는 취출 종료 이후 약간 감소하였다가 다시 증가하여 약 380 초에 첨두압력이 발생하는 것으로 나타났다. 인허가 방법론의 경우 첨두압력이 취출 후 단계에서 재상승하는 이유는 증기발생기에서의 역 방향 열전달에 대한 지나치게 보수적인 가정때문이라고 판단된다.

## 4. 결 론

본 논문에서는 한국 표준형원전에 대하여 격납건물 내 기기검증에 대한 설계기준사고인 대형냉각재상실사고 시 질량/에너지 방출량 및 격납건물 압력을 최적 전산코드 체계를 적용하여 계산하고 그 결과를 기존의 보수적인 인허가 방법론에 의한 해석 결과와 비교 평가하였다. 평가 결과에 의하면 현재의 보수적인 인허가 방법론에는 상당한 설계 여유도가 있는 것으로 판명되었다. 추후 보완해야 할 과제로는 파단 크기 및 위치에 따른 영향 평가, 최적 해석 코드 내 모델에 대한 검토, 인허가 시현성 검토 등이 있다. 앞으로 보다 체계적으로 최적 해석 방법론을 보완하여 개발한다면 격납건물 내 기기 검증 곡선의 완화를 통한 원전 경제성 제고가 기대된다.

## 후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중.장기계획사업연구의 일환으로 수행중이다.

## 참고문헌

[1] International Atomic Energy Agency, General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants : A Safety Guide, Safety Series No., 50-SG-D11, IAEA, Vienna.
[2] A.J. Szukiewicz, "Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety-Related Electrical

Equipment," NUREG-0585, Rev. 1, July 1981.
[3] Topical Report for Best Estimate Methodology for Evaluation of Emergency Core Cooling System, KEPCO, April, 1997.
[4] K.E. Carlson et al., “RELAP5/MOD3 Code Manual, Volume I, II, III, IV and V," NUREG/CR-5535, EGG-2596, 1990.
[5] C. C. Lin, et al., “CONTEMPT4/MOD4: A Multicomponent Containment System Analysis Program,” NUREG/CR-3716, BNL-NUREG-51754, March 1984.
[6] C. E. Park, "Development of a Merged Version of RELAP5/MOD3 and CONTEMPT4/MOD4," Proc. KNS Spring Mtg., Pohang, Korea, May 1994.
[7] “CEEFLASH-4A: A FORTRAN-IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis," NPSD-35-P, CENP, April, 1977.
[8] "Computer Code Description and Verification Report for FLOOD-3," CENP, 1988.
[9] “CONTEMPT-LT/028- A Computer Program for Predicting Containment Pressure Temperature Response to a Loss-of-Coolant Accident," NUREG/CR-0255, EG&G, 1979.
[10] R. E. Henry, and H. K. Fauske, “The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixture in Nozzles, Orifices, and Short Tubes,” Journal of Heat Transfer, May, 1971.
[11] F. J. Moody, “Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture,” Journal of Heat Transfer, February 1965.
[12] "USNRC Standard Review Plan - Section 6.2.1.3: Mass and Energy Release Analysis for Postulated Loss-of-Coolant Accidents," NUREG-0800.

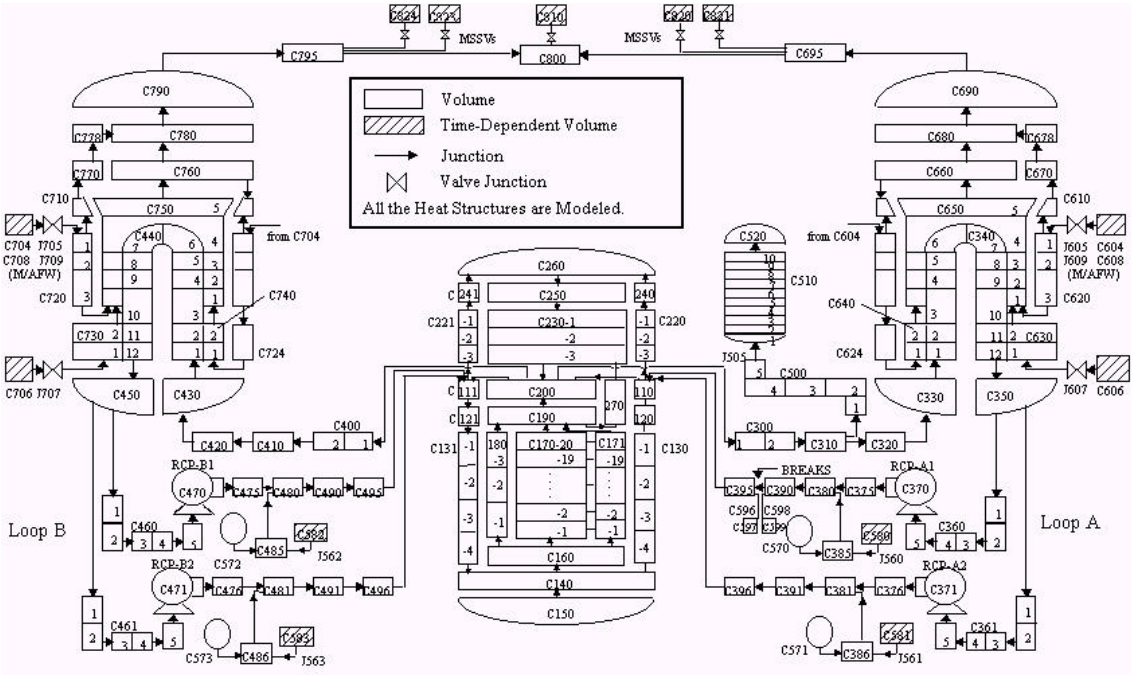


그림 1. 한국 표준형원전의 RELAP5/MOD3 노딩 개략도

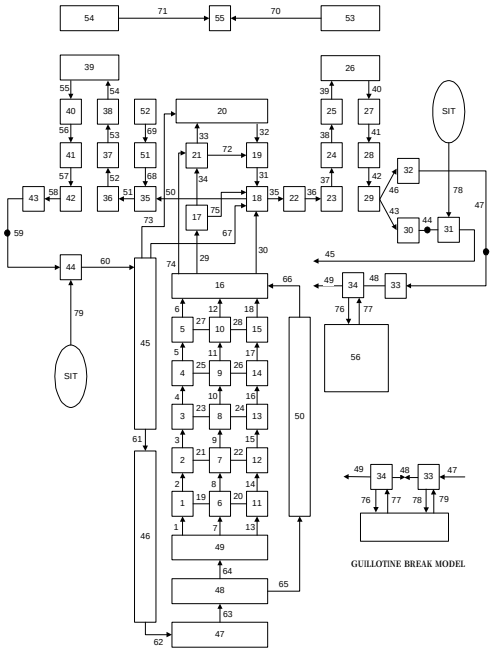


그림 2. 한국 표준형원전의 CEFLASH-4A 노딩 개략도

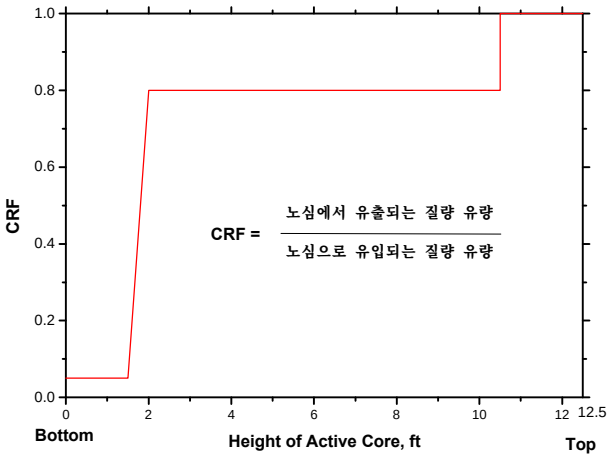


그림 3. SRP 에 규정된 CRF

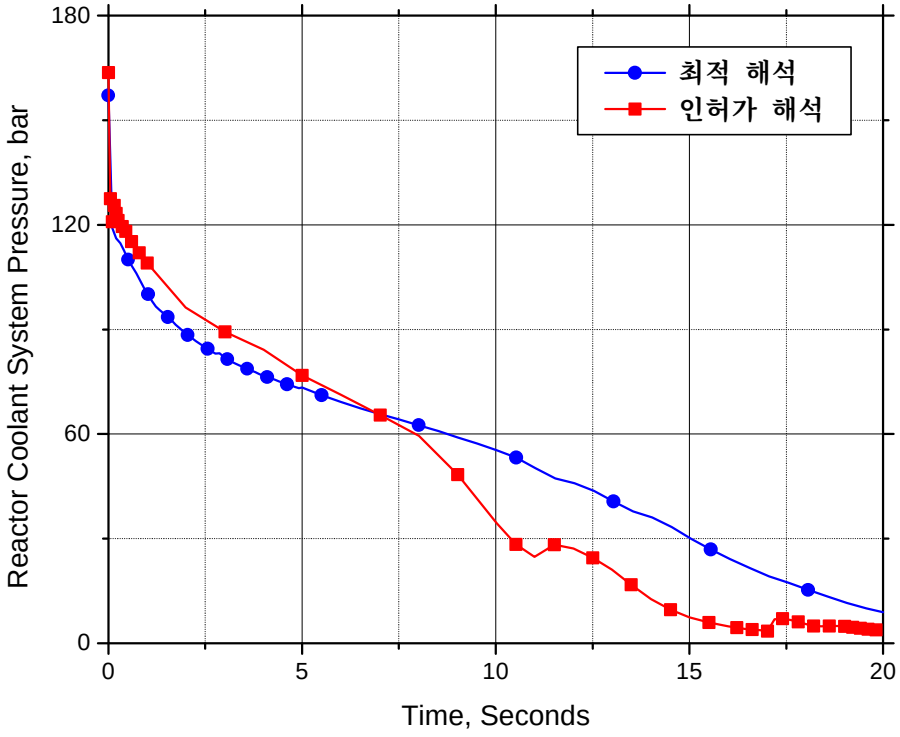


그림 4. 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (취출기간)

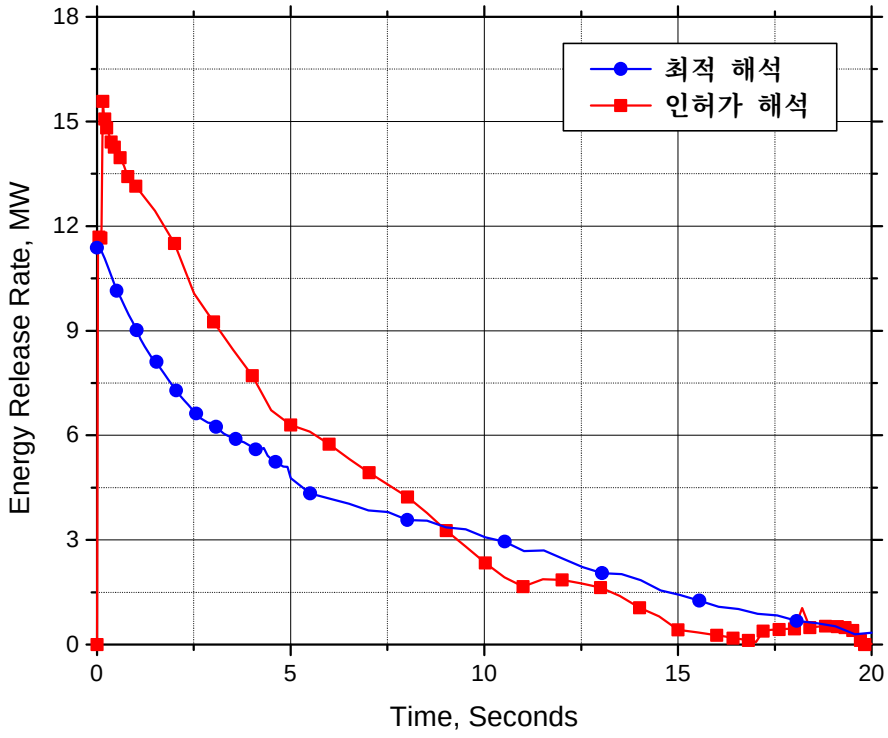


그림 5. 시간에 따른 에너지 방출률 변화 (취출기간)

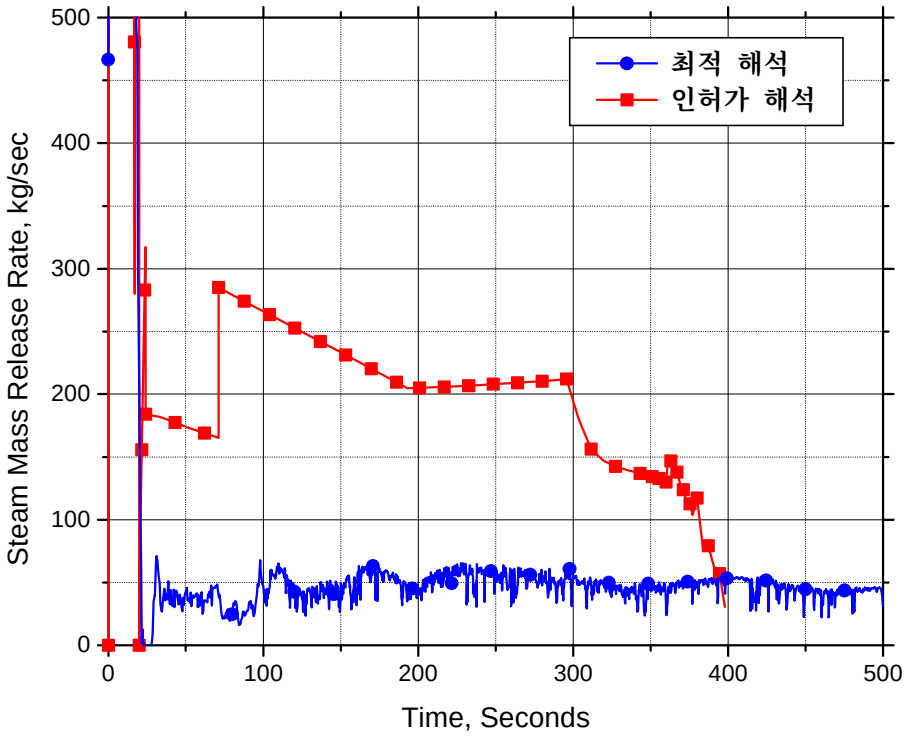


그림 6. 시간에 따른 증기 방출률 변화

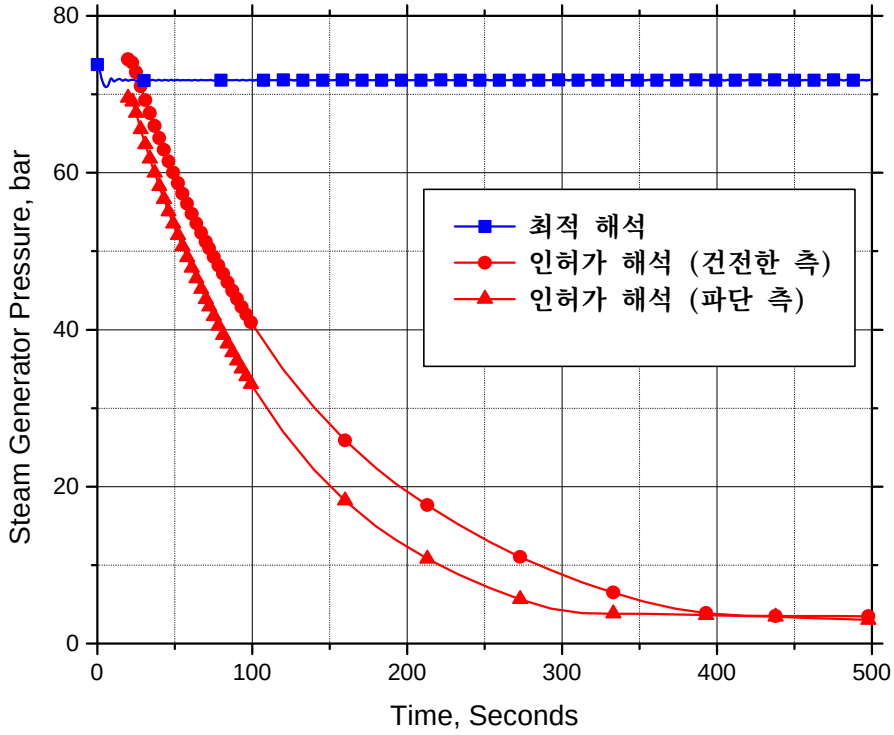


그림 7. 시간에 따른 증기발생기 압력 변화

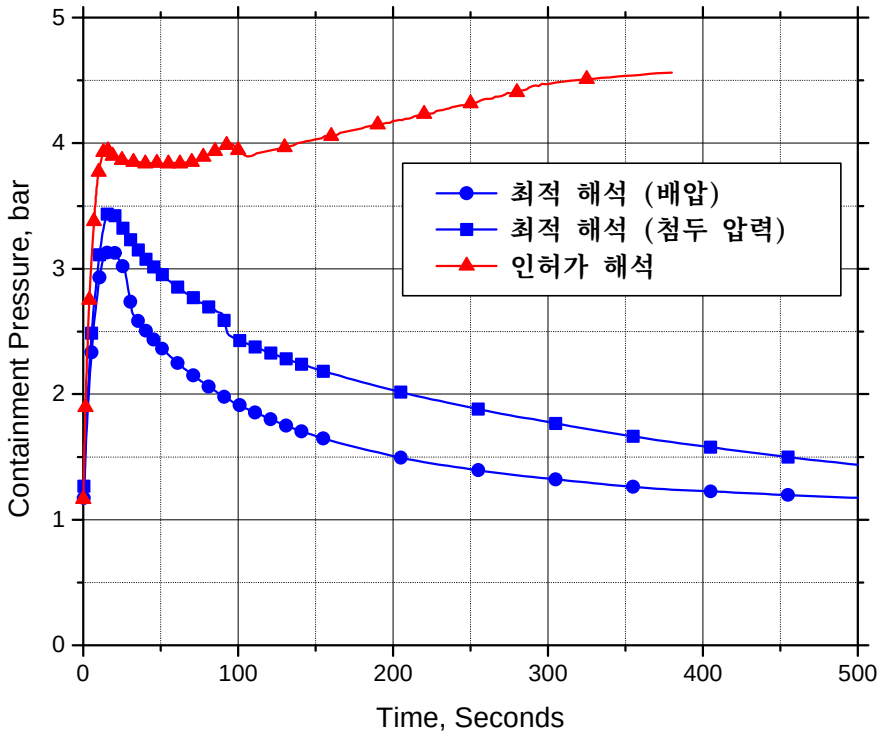


그림 8. 시간에 따른 격납건물 압력 변화