

빔튜브파단 냉각재상실사고시 원자로냉각수 보충방법 변경이 리스크에 미치는 영향

이윤환*[†] · 이병희** · 장승철*

Effect of Change of Reactor Coolant Injection Method on Risk at Loss of Coolant Accident due to Beam Tube Rupture

Yoon-Hwan Lee*[†] · Byeonghee Lee** · Seung-Cheol Jang*

[†]Corresponding Author

Yoon-Hwan Lee

Tel : +82-42-868-2652

E-mail : yhlee3@kaeri.re.kr

Received : February 10, 2022

Revised : March 23, 2022

Accepted : July 18, 2022

Abstract : A new method for injecting cooling water into the Korean research reactor (KRR) in the event of beam tube rupture is proposed in this paper. Moreover, the research evaluates the risk to the reactor core in terms of core damage frequency (CDF). The proposed method maintains the cooling water in the chimney at a certain level in the tank to prevent nuclear fuel damage solely by gravitational coolant feeding from the emergency water supply system (EWSS). This technique does not require sump recirculation operations described in the current procedure for resolving beam tube accidents. The reduction in the risk to the core in the event of beam tube rupture that can be achieved by the proposed change in the cooling water injection design is quantified as follows. 1) The total CDF of the KRR for the proposed design change is approximately $4.17E-06/\text{yr}$, which is 8.4% lower than the CDF of the current design ($4.55E-06/\text{yr}$). 2) The CDF for beam tube rupture is $7.10E-08/\text{yr}$, which represents an 84.1% decrease compared with that of the current design ($4.49E-07/\text{yr}$). In addition to this quantitative reduction in risk, the modified cooling water injection design maintains a supply of pure coolant to the EWSS tank. This means that the reactor does not require decontamination after an accident. Thermal hydraulic analysis proves that the water level in the reactor pool does not cause damage to the nuclear fuel cladding after beam tube rupture. This is because the amount of water in the chimney can be regulated by the EWSS function. The EWSS supplies emergency water to the reactor core to compensate for the evaporation of coolant in the core, thus allowing water to cover the fuel assemblies in the reactor core over a sufficient amount of time.

Key Words : probabilistic safety assessment, core damage frequency, CDF, research reactor, beam tube rupture, loss of coolant accident

Copyright©2022 by The Korean Society
of Safety All right reserved.

1. 서론

본 논문에서는 국내 연구용원자로(Korea Research Reactor: KRR) 빔튜브 파단사고시 원자로냉각수 보충방법 변경에 따른 리스크 저감 효과를 평가하고자 한다. 국내 연구용원자로(이하 KRR이라 칭함)의 안전성 분석보고서(Safety Analysis Report: SAR)¹⁾에는 원자로

비정상상태시 예상되는 제한사고 중 한 가지로서, 빔튜브 파단사고의 사고해석 결과를 기술하고 있다. 안전성분석보고서란 해당 사업자가 원자로의 운영허가를 얻기 위해 규제기관에 제출하는 문서로서, 원자로 설계 및 안전 해석 결과 등 설계 전반에 대한 분석 내용을 기술하고 있다. 안전성분석보고서에서는 일반적으로 원자로 상태를 정상상태와 비정상상태로 구분하

*한국원자력연구원 책임연구원 (Korea Atomic Energy Research Institute)

**한국원자력연구원 선임연구원 (Korea Atomic Energy Research Institute)

고, 사고해석이 요구되는 비정상 상태는 발생빈도와 방사능 결말을 고려하여 예상운전 과도상태, 사고상태 및 제한사고 상태로 다시 구분하고 있다¹⁾. 예상운전 과도상태는 원자로 설비의 수명 기간 중 한 번 이상 발생할 것이 예상되는 사건 즉, 연간 발생 확률이 10^{-1} 회/년 이상인 사건이고, 사고 상태 및 제한사고 상태는 발생 확률이 각각 10^{-3} 회/년 및 10^{-6} 회/년 이상인 사건으로 정의된다¹⁾. 제한사고는 확률적으로 발생빈도가 매우 낮은 사고로서 원자로 상태 분류상 이 사고에 해당하는 사고에는 설계기준 지진사고, 채널유동차단사고 및 빔튜브 파단사고 등이 포함된다^{1,2)}. 이 사고는 상기 기술한 바와 같이 발생 확률은 매우 낮으나, 방사능 결말 측면에서 심각하여 중요한 사고로 분류되고 있다. 빔튜브 파단사고시, 파단된 빔튜브를 통해 수조 내 냉각수가 유출되고, 유출된 냉각수를 보충하기 위해 비상보충수계통이 작동하여 노심 잔열을 제거함으로써 핵연료를 안전하게 유지시킬 수 있게 된다¹⁾. 본 논문에서는 빔튜브 파단사고시 원자로 수조에 냉각수를 주입하는 현재 운전절차서 상의 방법과 변경하고자 제안하는 방법과의 차이를 설명하고, 이로 인한 원자로 노심손상빈도 측면에서의 리스크 감소 효과를 정량적으로 평가하고자 하였다. 또한 연구로 운영자에게는 해당 사고 관련 사고 완화 절차에 대한 새로운 사고 관리 정보를 제공하고자 하였다. 앞으로 본 논문의 결과는 국내외 연구로 관련 설계, 운영 및 리스크 평가 등 많은 분야에 활용될 것으로 기대된다.

2. 원자로 및 빔튜브 구성

2.1 설계 특성

KRR은 원자력 관련 연구를 위한 고밀도 중성자속을 제공하는 연구용원자로로서, 노심으로의 접근 용이성을 위한 개방 수조형 원자로 구조와 경수 냉각, 중수반사체를 이용한 소형의 밀집된 노심과 이에 따른 높은 출력 밀도를 가지도록 설계되어 있다. 또한 습기로 인한 실험설비 손상을 최소화하기 위하여 상대적으로 낮은 압력과 온도에서 운전되며, 높은 출력 밀도로 인해 빠른 냉각재 유속을 가지도록 설계되어 있다.

원자로는 12.2 m 깊이의 원자로 수조 내에 위치하고 있으며, Fig. 1과 같이 크게 유입 공동과 하부 그리드판(grid plate)을 포함한 원자로 하부공동(inlet plenum), 원자로 노심과 이를 둘러싼 중수반사체 탱크(reflector tank) 및 침니(chimney)로 이루어져 있다. 원자로 수조는 원자로와 보조 설비가 설치되는 콘크리트 수조로서 내부는 스테인레스 강판으로 라이닝 되어 있다¹⁾.

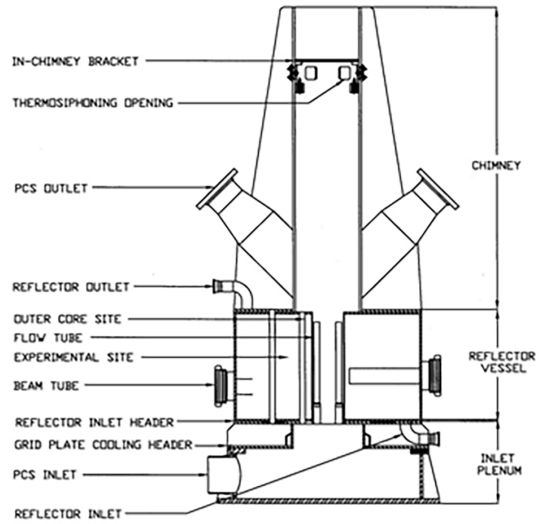


Fig. 1. Schematics of KRR reactor¹⁾

원자로 수조는 작업 수조 및 핵연료 저장조와 수로로 연결되어 있으며, 원자로 노심을 냉각시키는 주 냉각계통의 기능이 상실될 경우 노심에서 발생하는 잔열을 제거함으로써 최종 열 흡수원 역할을 한다. 이 경우 노심 잔열은 자연 순환에 의해 수조수가 흡수하며, 수조수 순환경로는 노심, 침니 상단부의 개구부, 원자로 냉각계통 유입관에 설치된 플랩밸브(flap valve) 및 하부 공동 등으로 형성된다.

KRR의 일차냉각계통(primary cooling system)은 Fig. 2에서 볼 수 있듯이, 원자로 수조 내에 위치한 원자로와 2개의 유로로 이루어진 펌프 및 열교환기로 이루어져 있다. 노심을 통과한 냉각수는 침니 하단부에 위치한 원자로 출구배관을 통해 각 유로의 냉각수 순환펌프와 열교환기를 통과하며, 다시 1개의 노심 입구 공동 유입관으로 모여 원자로 하부공동으로 유입된다. 총 유량 중 10%는 우회배관을 통하여 원자로 수조바닥으로 분사되며, 원자로 수조수를 냉각하여 방사능이 포함된 노심 냉각수가 수조 표면으로 상승하는 것을 방지

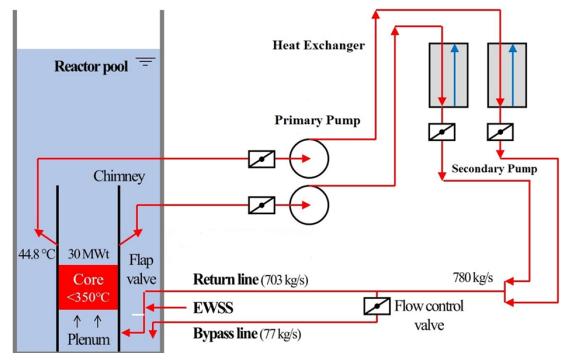


Fig. 2. Schematic diagram of reactor and cooling system.

한다. 전 출력 운전에서 계통 총 유량의 설계값은 780 kg/s이며, 노심유량 및 우회유량은 각각 703 kg/s 와 77 kg/s 이다. 노심 입구 및 출구에서의 설계온도는 각각 및 44.8°C 이며, 계통 내 압력은 최대값은 펌프 출구에서의 압력으로 5.8 bar 이다.

2.2 빔튜브 구성

Fig. 3에 나타낸 바와 같이 KRR에는 7개의 빔튜브가 노심 주변에 접선 방향으로 배열되어 있다³⁾. 이들 빔튜브들은 노심 부근에서는 반사체인 중수에 쌓여 있고, 원자로 구조물을 벗어나서는 주름관 모양의 익스펜션 조인트(expansion joint)에 의해서 수조수를 관통하며, 수조수 라이너로부터 원자로 차폐체인 수조벽, 즉 중량 콘크리트를 거쳐 원자로 건물의 실험 장치까지는 이중의 관에 의한 그라우팅(grouting) 차폐 재질로 둘러싸여 있다¹⁾.

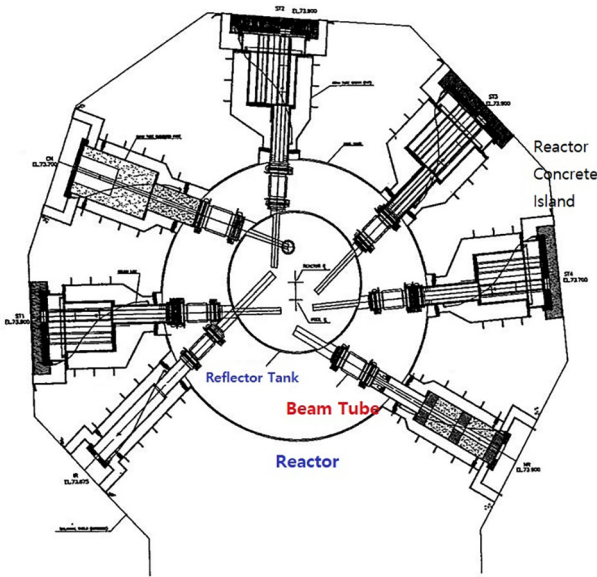


Fig. 3. Layout of beam tubes in the KRR³⁾.

3. 빔튜브 파단 사고완화계통

3.1 비상보충수계통

3.1.1 설계기준

비상보충수계통(EWSS) 설계기준은 다음과 같다¹⁾:

- ① 비상보충수계통은 원자로 수조수가 상실될 경우 보충수를 공급하여 노심 내의 핵연료집합체가 냉각수에 잠겨 있을 수 있도록 설계되어야 한다.
- ② 외부전원 상실시에도 운전 기능이 유지되어야 한다.
- ③ 수조수 공급을 보장할 수 있도록 배관을 병렬 2중

으로 설치하고, 각 배관에 설치된 격리밸브는 오동작이나 고장시 격리를 보장할 수 있도록 직렬 2중으로 설치되어야 한다.

- ④ 원자로건물 배수조(sump)에 모인 냉각수를 다시 이 계통으로 회수하여 주입관을 통해 수조 내로 공급할 수 있도록 설계되어야 한다.

3.1.2 계통 기능 및 설계

비상보충수계통은 원자로냉각수의 상실이나 빔튜브 파단으로 인해 수조 내 냉각수가 상실되는 경우, 수조에 냉각수를 보충해 줌으로써 노심 내의 잔열을 제거해 주는 기능을 수행한다¹⁾. 이 계통은 Fig. 4에 나타낸 바와 같이 원자로 건물 내에 위치한 1개의 비상보충수 저장탱크, 원자로 건물 지하에 위치한 배수조 펌프, 관련 배관, 밸브 및 계측제어 설비, 원자로 수조 주입배관 및 관련 기기들로 구성된다. 비상보충수계통은 원자로냉각수상실사고로 인하여 수조 수위가 극저수위에 도달하면 4개의 전동구동 비상보충수 격리밸브가 자동으로 열려 아래와 같은 2가지 비상보충수원에서 냉각수를 동시에 수조로 공급하게 된다¹⁾.

- ① 비상보충수 저장탱크로부터 11.4 kg/s 유량으로 냉각수를 중력에 의해 일차냉각계통 유입관을 통하여 원자로에 공급함
- ② 4개의 전동구동 비상보충수 격리밸브가 열림과 동시에 배수조에 모인 물을 배수조 펌프를 이용하여 원자로 수조로 약 13.1 kg/s 유량으로 공급함

비상보충수가 공급되어 수조 수위 4.90 m에 도달되면 격리밸브가 자동으로 닫혀 비상보충수 공급이 중지된다. 비상보충수 저장탱크는 100 m³의 크기로 원자로 건물 85.7 m 높이에 위치하며 정상시에는 순수생산 설비로부터 순수를 공급받을 수 있도록 설계되었다¹⁾. Fig. 4에 도시된 바와 같이 비상보충수 저장탱크에서 일차냉각계통 유입관까지의 연결 배관은 탱크 출구로부터 처음에는 역지밸브가 설치된 1개의 배관으로 시작하여 2개의 병렬 배관으로 분리되어 각 배관상의 밸브들을 거쳐 수조를 관통하기전 다시 1개의 배관으로 합쳐진다. 이 배관은 수조 내 원자로 노심 입구 유입관에 연결된다. 두 개의 병렬 배관 상에는 각각 2개의 전동기 구동밸브가 설치되었으며, 각 병렬 주입 배관상의 첫 번째 전동기 구동밸브까지는 비상보충수 저장탱크의 수압에 의해 항상 가압상태에 있도록 설계되었다. 원자로 수조 수위가 극저수위에 도달하면 비상보충수계통의 격리밸브가 열림과 동시에

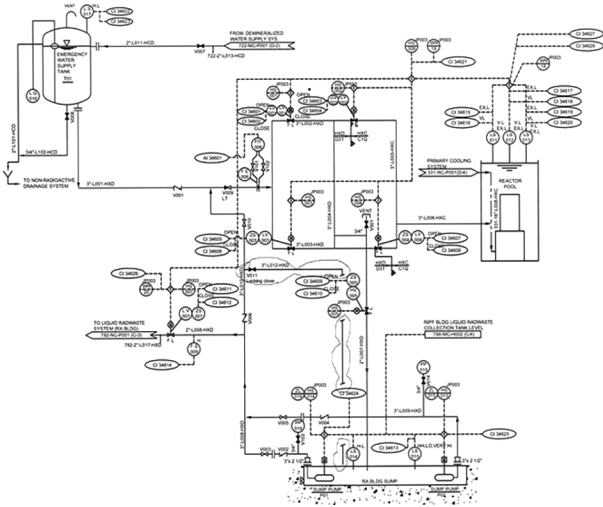


Fig. 4. Schematic diagram of the EWSS.

배수조 펌프 토출관에 연결된 액체폐기물 계통으로의 연결 밸브(LV-007)가 자동으로 닫혀 배수조에 모인 물을 원자로 수조로 재순환시키게 된다. 비상보충수계통은 비안전 등급 및 비내진 등급으로 설계 및 제작되었으나, 일차냉각계통과 연결되는 배관은 첫 번째 격리밸브까지 일차냉각계통과 동일하게 안전등급 3 및 내진등급 I로 제작되었다.

3.2 빔튜브 파단사고의 정의

빔튜브 파단사고로 인해 수조 내 냉각수가 원자로건물로 방출되기 위해서는 빔튜브 끝의 격막이 동시에 파손되어야 가능하다. 빔튜브 파단과 함께 격막이 동시에 파손되면 수조 내 냉각수는 수압에 따라 파단 부위를 통해 시준기와 빔튜브 몸체 사이의 틈을 거쳐 부서진 격막을 통해 원자로 건물로 방출되며, 이에 따라 수조 수위가 서서히 떨어지게 된다. 빔튜브 파단 크기는 수조수의 유출 경로인 시준기와 빔튜브 몸체 사이의 약 2 mm 틈의 면적인 $1.546 \times 10^{-3} \text{ m}^2$ 로 계산되었다¹⁾.

냉각수가 원자로 건물로 방출되면 건물 바닥 배수구에 설치된 습도 계측기에 의해 운전원에게 냉각수 유출이 경보되고, 운전원은 원자로를 수동으로 정지할 수 있다. 그러나 운전원이 조치하지 않더라도 원자로 는 아래 Fig. 5 (A)와 같이 수조 수위가 정상 수위보다 0.55 m 떨어지면 수조 저수위 경보에 따라 정지봉이 자유 낙하하여 자동으로 정지된다. 원자로가 정지된 후, 비상보충수계통에 의한 냉각수 보충이 없다고 가정하면, 수조 내 냉각수 수위는 Fig. 5 (C)와 같이 빔튜브 파단 위치에 도달할 때까지 계속 누출되며, 노심 내 핵연료는 냉각수 고갈로 인해 손상 받게 된다. 이를 방지하기 위해 수조 내 냉각수가 침니홀 이하로 떨어지

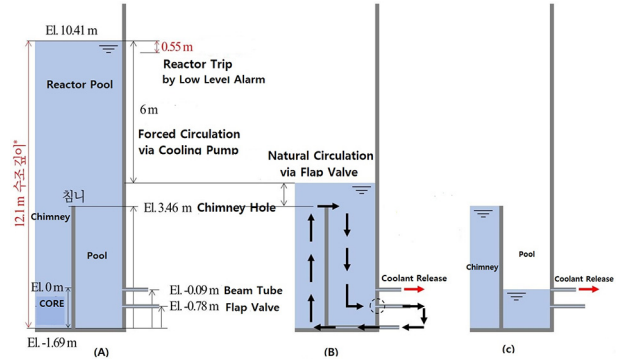


Fig. 5. Coolant behavior in response to a beam tube rupture.

면 방출 유량보다 많은 양의 냉각수가 비상보충수계통에 의해 수조로 유입되어 노심은 계속 침수된 상태로 잠겨 있도록 설계되어 있다.

3.3 빔튜브 파단사고시 플랩밸브의 거동

3.3.1 플랩밸브의 기능

연구로의 정상운전시에는 Fig. 2에 도시된 바와 같이 원자로 수조로부터 노심 유량을 공급받으며, 일차 냉각재펌프 및 열교환기를 이용하여 노심에서 생성된 열을 제거한다. 원자로 정지 후 노심 붕괴열은 펌프의 관성에 의하여 서서히 줄어드는 냉각수에 의해 제거되고, 장기적으로는 배관 속의 냉각수와 수조수의 밀도 차에 의한 압력 차이로 노심 입구 배관의 플랩밸브가 열려 수조 내부에서의 자연순환 유로가 형성되어 노심 냉각이 이루어진다. 플랩밸브는 체크밸브의 일종으로서, Fig. 5 (A)에 나타난 바와 같이 원자로 입구 배관에 설치되어 있으며 작동요건이 만족되면 자동으로 개방되어 수조수가 노심으로 유입된다. 이 밸브의 설계 요건은 원자로 수조와 밸브가 붙어 있는 곳에서의 냉각계통 배관 내의 압력 차이가 100 Pa 이하일 때 열리기 시작하여 300 Pa 도달하기 전에 완전히 개방되며, 완전 개방상태에서 유량이 8.5 kg/sec 이상 유지되도록 설계되어 있다. 플랩밸브가 디스크 전후의 작은 압력 차에서도 쉽게 열리고 부드럽게 닫히게 하도록 디스크를 연결한 축의 반대편에 카운터웨이트(counter-weight)가 부착된 형태의 밸브를 사용하였다. 플랩밸브는 Fig. 6에 나타난 바와 같이 디스크 중량, 카운터웨이트 중량, 디스크와 카운터웨이트를 연결하는 축베어링에서의 마찰력과 디스크 전후단 압력 차에 의한 디스크 구동력간의 균형을 정밀히 조절함으로써 미세한 차압에서 디스크가 개방될 수 있는 구조이다. 축의 중심선에 관한 디스크 중량에 의한 모멘트가 카운터웨이트 중량에 의한 모멘트보다 약간이라도 크게 되면 유체의 흐름이 없는 상태에서 디스크는 닫혀 있게 된다. 이 압력 차이가

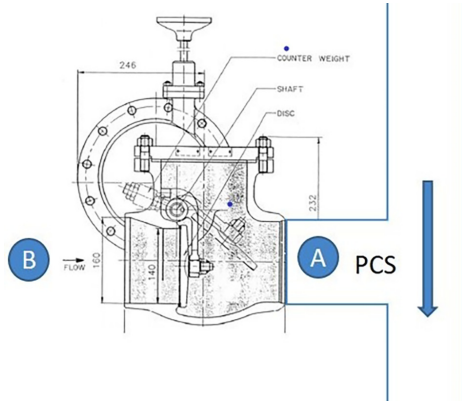


Fig. 6. Flap valve in the KRR.

Fig. 6의 B 지점인 플랩밸브 입구 쪽에서 디스크 전면 에 미치는 전단 압력에 의한 모멘트가 디스크 중량에 의한 모멘트와 카운터웨이트 중량에 의한 모멘트와의 차이보다 커지면 디스크는 열리기 시작하고, 그 값이 더욱 커지면 완전 개방상태에 이르게 된다. 이와 같은 상태에서 플랩밸브는 원자로 정지 후 자연대류에 의한 노심 열 제거를 수행하게 된다. 원자로 정상 운전시 Fig. 6의 A 지점에는 일차냉각계통(PCS) 냉각수 주입 에 따른 압력이 발생하므로, 플랩밸브는 닫혀 있는 상 태를 유지하게 된다.

3.3.2 플랩밸브 거동

빔튜브 파단사고가 발생하면, Fig. 5 (A)에 나타난 바와 같이 원자로 수조의 냉각수는 빔튜브 파단 부위 를 통해 유출된다. 정상 수위보다 약 0.55 m 떨어지면 저수위 신호에 의해 원자로는 자동 정지되며, 이때 일 차냉각펌프는 노심 열 제거를 위해 계속 운전하도록 설계되어 있다. 빔튜브 파단 부위를 통한 유출로 인해 수조 수위가 약 6 m 떨어지게 되면 일차냉각펌프는 정 지되고, Fig. 5 (B)에 도시된 바와 같이 이때부터 일차 측 배관과 수조수의 압력 차에 의해 노심 입구 배관의 플랩밸브가 열리게 되며, 플랩밸브 개방을 통해 자연 순환 유로가 형성되어 노심 냉각이 이루어지게 된다. Fig. 5 (B)에 나타난 바와 같이 원자로 수조 수위가 침 니(chimney) 홀에 도달하면서부터 침니 냉각수 수위와 수조 냉각수 수위의 편차가 발생하며, 수조 냉각수 수 위는 계속 하강함에 따라 개방되었던 플랩밸브는 침니 내 냉각수 수두 압력에 따라 닫히게 된다. 따라서 원자 로 수조 내 냉각수는 Fig. 5 (C)와 같이 빔튜브 파단 위 치까지 빠져나가게 되나, 침니 내 냉각수는 플랩밸브 닫힘으로 인해 그 수위를 유지하게 되므로 핵연료집합 체는 냉각수에 잠긴 채로 안정적인 상태를 유지할 수 있게 된다.

3.3.3 열수력 분석을 통한 시나리오 검증

KRR 빔튜브 파단 사고해석을 위하여 중대사고 종합 해석코드인 MELCOR를 이용한 평가 결과⁴⁾를 정리하 면 다음과 같다.

- Fig. 7에는 빔튜브파단 냉각재상실사고 기간 동안 수조와 침니의 수위를 나타내었다. 수조는 검은색 선으로 정상 수위 10.4 m를 가지며 약 12시간에 건전한 노심 상부가 위치한 0.0 m에 도달함을 알 수 있다. 분홍색 선은 침니의 수위로서, 침니 상부 의 수위는 3.46 m이며, 사고 발생 후 9.3시간 정도 에 이 수위에 도달한다. 12시간이 지나도 노심은 냉각재에 잠겨있고 파단 유량도 여전히 존재하는 것으로 나타난다⁴⁾.
- 빔튜브파단 냉각재상실사고 후 원자로 정지와 함 께 펌프가 정지하면서 노심은 자연대류에 의해 냉 각된다. 이때 초기에는 일차냉각계통 유량이 노심 유량과 같고, 플랩밸브 유량은 0에 가까운데, 이는 열교환기 전후의 온도차에 의해 일차냉각계통 전 체를 통해 자연대류가 일어나기 때문이다.
- 이후 일차냉각계통 배관 내의 온도가 점점 균일해 지면서 플랩밸브를 통한 자연대류가 우세해지고, 6시간 이후로는 플랩밸브를 통해서만 노심의 자연 대류가 일어나게 된다. 노심의 자연대류에 의한 냉각은 9.5시간까지 지속되며, 이후에는 수조 수위 가 침니 상부보다 낮아져서 순환에 의한 자연대류 는 사라지고, 핵연료는 침니 내의 냉각재가 노심 붕괴열에 의해 상실될 때 까지 냉각재에 잠긴 채 로 장시간 안전하게 냉각된다⁴⁾.
- Fig. 8은 노심 입구와 출구에서의 온도 경향을 나 타내며, 파단초기에는 노심 출구온도가 약 47°C이 다가 약 12시간 경에 포화온도에 도달한다. 이후 약 33.5시간에 노심 출구 온도가 급격히 상승 및

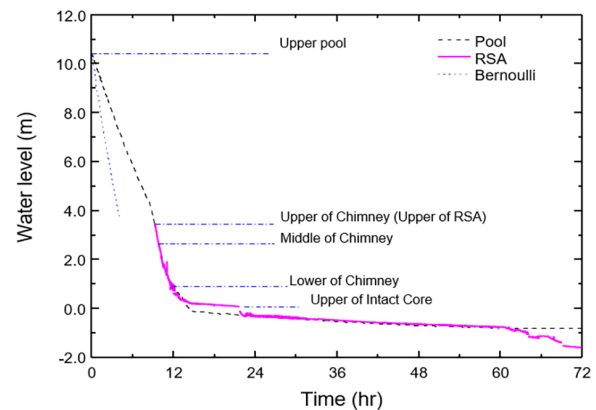


Fig. 7. Coolant level of pool and chimney at BT LOCA⁴⁾.

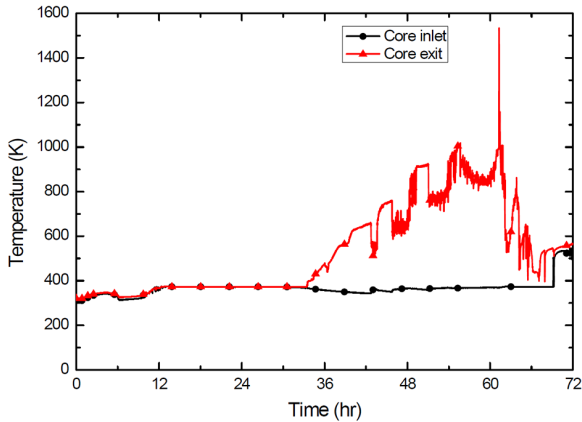


Fig. 8. Temperature of core inlet and exit at BT LOCA⁴⁾.

하강을 반복하는데 이는 냉각재가 대부분 증발하고 핵연료가 손상되면서 나타내는 현상이다⁴⁾.

상기 MELOCR 분석 결과를 이용하여 본 논문의 3.3.2항을 검증해 보면 다음과 같은 결론을 도출할 수 있다.

- 빔튜브파단 냉각재상실사고 후 수조와 침니의 수위가 같아질 때 까지는 플랩밸브를 통해 노심 자연대류가 발생하여 노심 냉각이 이루어진다.
- 이후 수조와 침니의 수위 차이에 의해 플랩밸브는 닫히게 되고, 수조 수위는 빔튜브 파단 부위까지 하강한다.
- 침니 내 냉각수는 플랩밸브 닫힘으로 인해 그 수위를 유지하게 되므로 핵연료집합체는 냉각수에 잠긴 채로 안정적인 상태를 유지할 수 있게 된다.
- 사고 발생 후 침니 상부 도달시간 9.3시간 이후부터는 침니 내 냉각수는 오직 노심 잔열에 의한 자연증발에 의해 수위가 감소한다.
- 단, 핵연료 손상이 발생하는 약 33.5시간 이전까지 노심 잔열에 의한 자연증발량 만큼 냉각수를 보충하는 운전이 수행되어야 노심 노출로 인한 핵연료 손상을 막을 수 있다.

다음 항에서는 상기와 같은 분석 결과에 기반하여 빔튜브파단 냉각재상실사고시 냉각수 보충방법을 변경함으로써 리스크에 미치는 영향을 평가하였다.

4. 빔튜브 파단사고시 냉각수 보충방법

4.1 현재 설계안

상기 3.1항에 기술된 바와 같이, 빔튜브 파단사고시

원자로 수조의 냉각수 보충을 위해 1) 비상보충수 저장탱크로부터의 냉각수 주입, 2) 원자로 건물 지하 배수조로부터의 냉각수 재순환 운전 등 비상보충수계통을 사용하여 2가지 방법으로 냉각수 보충을 하도록 설계되어 있다¹⁾. 비상보충수 저장탱크로부터의 중력에 의한 냉각수 주입시는 11.4 kg/sec이며, 배수조 펌프에 의한 재순환 운전 주입시는 13.1 kg/sec로 설계되어 있으며, 이때 빔튜브 파단 부위를 통한 냉각수 유출은 보수적으로 약 10.7 kg/sec이라고 가정한다¹⁾. 비상보충수 저장탱크 크기 100 m³를 고려해 볼 때, 11.4 kg/sec 유량으로 비상보충수 저장탱크로부터 원자로 수조로의 냉각수 주입시 주입 가능한 시간은 약 2.4시간이다. 따라서 원자로 수조로의 계속된 냉각수 주입은 배수조 펌프를 이용한 재순환운전으로만 가능하다.

빔튜브 파단 부위를 통해 냉각수는 원자로 건물로 유출되고 유출된 냉각수는 원자로 건물 지하의 배수조에 모이게 된다. 배수조의 일정 수위에 도달하게 되면 수위스위치에 의해 배수조 펌프가 자동 기동되어 배수조 물을 비상보충수계통 배관을 통해 원자로 수조로 공급하게 된다. 이와 같이 배수조 재순환 운전을 통해 원자로 노심으로 계속된 냉각수를 공급할 수 있도록 설계되었으며, 비상운전절차서에도 이와 같은 운전을 수행할 것을 요구하고 있다. 그러나 이와 같은 배수조 재순환 운전을 수행할 시 우려되는 점은 다음과 같다.

- 배수조 내의 험잡물로 인해 펌프, 밸브 및 배관 등이 막힐 가능성이 매우 높다.
- 배수조 펌프, 관련 밸브, 계측기 및 배관 등 설치된 기기는 모두 비안전등급으로 설계되어 있으며, 해당 유로상 모든 기기가 다중성을 확보하지 못함으로 인해 비상보충수 공급 실패 확률이 증가된다.
- 배수조 내의 험잡물로 인해 사고후 원자로 제염의 어려움이 존재한다.
- 재순환운전에는 펌프를 포함하여 다수의 기기가 사용되는 반면, 탱크로부터 수조로의 중력급수 운전에는 상대적으로 적은 개수의 기기가 필요하다. 따라서 기기의 정주기시험, 예비품 확보 등을 포함한 기기의 유지 및 관리 차원에서 보다 효율적이다.

상기와 같은 이유로 해서, 본 논문에서는 아래와 같은 원자로냉각재 보충방법의 변경을 제안하고자 한다.

4.2 변경 제안안

본 논문에서는 빔튜브 파단시 냉각수 보충 방법을

아래와 같이 제안하고자 한다.

- Fig. 4 (A)에 나타난 바와 같이 빔튜브 파단으로 인해 저수위 경보가 발생하여 원자로는 자동 정지하며, 운전 중인 일차냉각펌프를 이용하여 강제대류에 의한 노심 열 제거 운전을 수행한다. 이 부분은 현재 설계안과 동일하다.
- 이후 수위 저하시 비상보충수계통의 자동 주입운전을 수행하지 않고, 플랩밸브를 통한 자연대류 운전만으로 노심 열 제거를 수행한다.
- 수조의 수위가 침니 홀 이하로 내려가면 침니 냉각수 수위와 수조 냉각수 수위의 편차로 인해 플랩밸브를 통한 자연순환 운전은 더 이상 불가능하게 되며, 따라서 침니 내 냉각수의 수두 압력에 의해 개방되었던 플랩밸브는 자동으로 닫힌다.
- 수조 수위는 빔튜브 파단 높이까지 빠지게 되며, 침니 내 냉각수는 플랩밸브 닫힘으로 인해 수위 저하 없이 노심 열 제거의 역할을 계속 수행한다.
- 침니내 냉각수로 인해 핵연료집합체는 냉각수에 잠긴 채로 안정적인 상태를 지속한다.
- 시간이 경과함에 따라 침니의 냉각수량은 노심 잔열에 의한 자연 증발로 인해 줄어들게 되므로, 자연 증발량만큼 비상보충수 저장탱크의 냉각수를 중력 급수하도록 한다.

침니 내 냉각수가 노심 잔열에 의한 자연 증발로 인해 고갈되는데 걸리는 시간은 빔튜브 파단사고 이후 약 33.5시간인 것으로 계산되었으며⁴⁾, 비상보충수 공급 등을 포함한 관련 회복 조치 등을 운전원이 수행하기에 충분한 여유시간이 확보되는 것으로 파악되었다.

본 변경안이 가능하게 된 주요 원인은 Fig. 4 (B)에 나타난 바와 같이 원자로 수조 수위가 침니 홀에 도달하면서부터 침니 냉각수 수위와 수조 냉각수 수위의 편차가 발생하며, 수조 냉각수 수위는 계속 하강함에 따라 개방되었던 플랩밸브는 침니 내 냉각수 수두 압력에 따라 닫히게 됨에 기인한다. 플랩밸브가 닫히게 됨으로써 침니 내 냉각수는 그 수위를 일정하게 유지하게 되므로, 핵연료집합체는 냉각수에 잠긴 채로 안정적인 상태를 유지할 수 있게 된다. 만약 플랩밸브가 닫히지 않게 되면, 침니 내 냉각수는 열린 플랩밸브를 통해 수조로 계속 빠져나가게 되며, 결국 노심 노출이 발생하게 된다. 따라서 이와 같이 플랩밸브가 닫히지 않는 시나리오라면 현재 설계안과 같은 재순환운전을 통해 침니 내 냉각수가 고갈되지 않도록 지속적인 배수조 재순환 운전을 수행해야 한다.

다음 항에서는 상기와 같은 변경안 적용에 따른 리스크 변화를 노심손상빈도 측면에서 평가하였다.

5. 보충방법 변경에 따른 리스크 변화

5.1 보충방법 변경에 따른 PSA 모델 변경

KRR 확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment : PSA)를 위한 초기사건 분석⁵⁾ 및 PSA 정량화⁶⁾에서 빔튜브 파단사고 관련 발생 빈도, 관련 모델 구축 및 안전성에 미치는 영향 등을 수행하였다. 본 논문에서는 구축된 KRR PSA 모델⁶⁾을 기본으로 하여 냉각수 보충방법 변경에 따른 리스크 저감 효과를 파악하고자 다음과 같이 모델 변경을 수행하였다.

빔튜브 파단사고시 원자로 수조 내 냉각수를 보충하기 위한 방법을 변경하기 위해 고장수목 모델을 수정하였다. 우선 변경전의 기본모델은 아래 Fig. 9에 도시된 바와 같으며, KRR PSA⁶⁾에서 이미 구축한 모델을 사용하였다. 원자로 수조에 냉각수를 보충하기 위한 유로는 상기 4.1항에 기술된 바와 같이 2가지 방법이나, KRR PSA⁶⁾에서는 비상보충수 저장탱크로부터의 냉각수 주입 운전은 고려되지 않았다. 그 이유는 4.1항에 기술된 바와 같이 저장탱크로부터 원자로 수조로의 주입 가능한 시간은 약 2.4시간으로, 저장 용량 문제로 인해 연속적인 냉각수 주입 운전이 불가능하기 때문이다. 따라서 KRR PSA 기본모델⁶⁾에는 아래 그림과 같이 배수조 재순환 운전을 통한 냉각수 주입 운전만이 고려되었다.

냉각수 보충방법 변경을 모의하기 위하여 비상보충수계통의 고장수목을 아래 Fig. 10과 같이 수정하였다. Fig. 10에 도시된 바와 같이, 기존 모델에 모델링된 배수조 재순환 운전을 삭제하고 비상보충수 저장탱크로부터 원자로 수조로 중력 급수하는 유로를 추가로

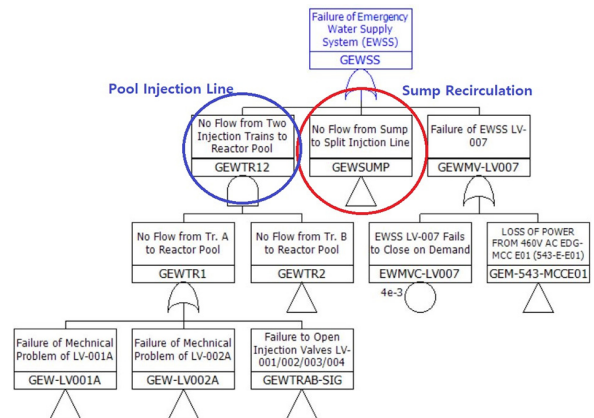


Fig. 9. EWSS fault tree in the original KRR PSA model.

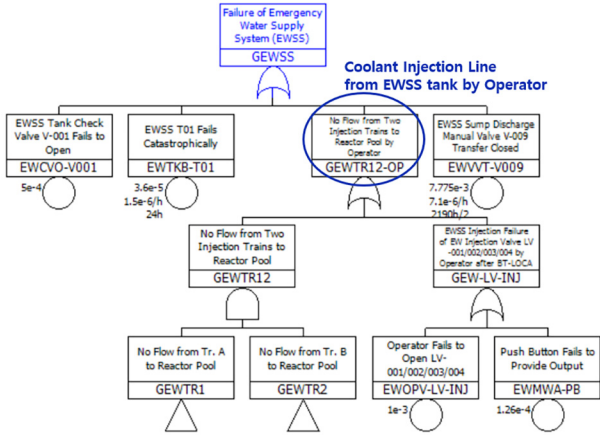


Fig. 10. EWSS fault tree in the modified PSA model.

| LOCA due to Beam Tube Rupture (BT-LOCA) | Reactor Trip | Natural Circulation using Flap Valves | Emergency Water Supply | Seq# | State | Frequency |
|---|--------------|---------------------------------------|------------------------|------|-------|-----------|
| BT-LOCA | RT | NC | EWSS | 1 | OK | |
| %BT-LOCA | GRT-LOCA | GNC | GEWSS | 2 | CD | |
| | | | | 3 | CD | |
| | | | | 4 | CD | |

Fig. 11. Event tree for a beam tube rupture in the original KRR PSA model.

| LOCA due to Beam Tube Rupture (BT-LOCA) | Reactor Trip | Natural Circulation using Flap Valves | Flap Valve Reclose | Emergency Water Supply for Evaporation Make-up | Seq# | State | Frequency |
|---|--------------|---------------------------------------|--------------------|--|------|-------|-----------|
| BT-LOCA | RT | NC | RC | EWSS | 1 | OK | |
| %BT-LOCA | GRT-LOCA | GNC | GRC | GEWSS | 2 | CD | |
| | | | | | 3 | CD | |
| | | | | | 4 | CD | |
| | | | | | 5 | CD | |

Fig. 12. Event tree for a beam tube rupture based on the modified method.

모델링하였다. 이는 4.2항에 기술된 바와 같이 빔튜브 파단 부위로 빠져나간 냉각수를 보충하기 위함이 아니라, 침니 내 노심 잔열에 의한 냉각수 증발량을 보충하기 위함이다. 또한 플랩밸브를 통한 자연순환 성공 운전 이후 플랩밸브가 다시 닫히지 않아 노심손상에 이르는 표제 RC를 Fig. 12와 같이 빔튜브 파단사고 사건수목 상에 추가하여 모델링하였으며, 해당 표제를 위한 고장수목을 구축하여 보충방법 변경에 따른 PSA 모델을 새롭게 구성하였다. 참고로 빔튜브 파단사고 변경 전 사건수목을 Fig. 11에, 변경 후 사건수목을 Fig. 12에 나타내었다.

5.2 현재 설계안에 따른 정량화 결과

현재 설계안을 따른 KRR PSA⁶⁾에서의 정량화 결과를

Table 1. CDF by initiating event based on the original KRR PSA

| IE | CDF | % | Frequency | CCDP |
|------------------------|----------|--------|-----------|----------|
| %BT-LOCA ^{a)} | 4.49E-07 | 9.880 | 6.85E-06 | 6.56E-02 |
| %GTRN-AT ^{b)} | 2.75E-08 | 0.605 | 5.65E+00 | 4.87E-09 |
| %GTRN-MT ^{c)} | 4.82E-10 | 0.011 | 1.43E+00 | 3.37E-10 |
| %LOCA ^{d)} | 1.90E-09 | 0.042 | 9.89E-04 | 1.92E-06 |
| %LOEP ^{e)} | 3.68E-06 | 80.877 | 1.92E+00 | 1.91E-06 |
| %LOPCS ^{f)} | 1.20E-07 | 2.643 | 6.20E-02 | 1.94E-06 |
| %LOSCS ^{g)} | 3.02E-10 | 0.007 | 6.20E-02 | 4.87E-09 |
| %RIA ^{h)} | 8.13E-09 | 0.179 | 1.67E+00 | 4.87E-09 |
| %SCFB ⁱ⁾ | 2.62E-07 | 5.757 | 1.30E-05 | 2.01E-02 |
| SUM | 4.55E-06 | | | |

- a) Beam-tube loss of coolant accident
- b) General transient by automatic trip
- c) General transient by manual trip
- d) Loss of coolant accident
- e) Loss of electric power
- f) Loss of primary cooling system
- g) Loss of secondary cooling system
- h) Reactivity insertion accident
- i) Single channel flow blockage

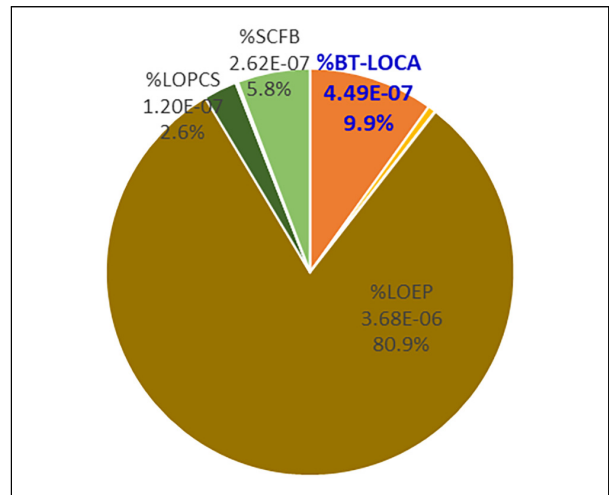


Fig. 13. Contribution of each initiating event to the overall CDF based on the original KRR PSA.

Table 1 및 Fig. 13에 나타내었다. 총 노심손상빈도에서 빔튜브 파단사고가 차지하는 비율은 약 9.88%이며, 빔튜브 파단사고에 기인한 노심손상빈도는 약 4.49E-07/yr로 평가되었다.

KRR PSA 정량화 결과⁶⁾ 중 주요 최소단절집합 (Minimal Cut Sets: MCS) 10개를 Table 2에 나타내었다. 총 10개의 최소단절집합 중 6개가 빔튜브 파단사고 관련이며, 파란색으로 표시한 5개는 빔튜브 파단사고시 배수조 재순환 운전이 실패하여 나타난 최소단절집합들이다.

Table 2. Dominant MCSs from the original KRR PSA results

| Value | F-V | IE | BE#1 | BE#2 | BE#3 |
|----------|-------|----------|----------------|----------------|------------|
| 3.67E-06 | 0.807 | %LOEP | PCCVW-FL0304AB | #LOEP-2 | |
| 3.20E-07 | 0.070 | %BT-LOCA | EWVVT-V010 | #BT-LOCA-2 | |
| 2.60E-07 | 0.057 | %SCFB | RPOPV-SCFB | #SCFB-4 | |
| 1.18E-07 | 0.026 | %LOPCS | PCCVW-FL0304AB | #LOPCS-2 | |
| 5.33E-08 | 0.012 | %BT-LOCA | EWVVT-V009 | #BT-LOCA-2 | |
| 2.74E-08 | 0.006 | %BT-LOCA | EWMVC-LV007 | #BT-LOCA-2 | |
| 1.49E-08 | 0.003 | %BT-LOCA | EWVVT-V003A | EWVVT-V005B | #BT-LOCA-2 |
| 9.46E-09 | 0.002 | %LOEP | PCCVO-FLAPV03A | PCCVO-FLAPV04B | #LOEP-2 |
| 7.30E-09 | 0.002 | %BT-LOCA | EWLWK-LS-1415 | #BT-LOCA-2 | |
| 7.07E-09 | 0.001 | %BT-LOCA | EWSPP-SUMP | #BT-LOCA-2 | |

5.3 변경 제안안에 따른 정량화 결과

빔튜브 파단사고시 비상보충수 보충방법의 변경 제안안에 따른 PSA 정량화를 수행하였으며, 그 결과를 Table 3 및 Fig. 14에 나타내었다.

Table 3. CDF by initiating event based on the modified method

| IE | CDF | % | Frequency | CCDP |
|----------|----------|-------|-----------|----------|
| %BT-LOCA | 7.10E-08 | 1.71 | 6.85E-06 | 1.04E-02 |
| %GTRN-AT | 2.75E-08 | 0.66 | 5.65E+00 | 4.87E-09 |
| %GTRN-MT | 4.82E-10 | 0.01 | 1.43E+00 | 3.37E-10 |
| %LOCA | 1.90E-09 | 0.05 | 9.89E-04 | 1.92E-06 |
| %LOEP | 3.68E-06 | 88.21 | 1.92E+00 | 1.91E-06 |
| %LOPCS | 1.20E-07 | 2.88 | 6.20E-02 | 1.94E-06 |
| %LOSCS | 3.02E-10 | 0.01 | 6.20E-02 | 4.87E-09 |
| %RIA | 8.13E-09 | 0.20 | 1.67E+00 | 4.87E-09 |
| %SCFB | 2.62E-07 | 6.28 | 1.30E-05 | 2.01E-02 |
| SUM | 4.17E-06 | | | |

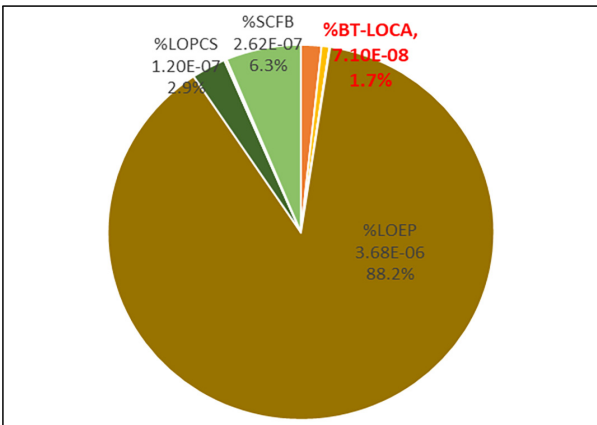


Fig. 14. Contribution to CDF by each initiating event based on the modified method .

Table 4. Dominant MCSs from the modified KRR PSA results

| Value | F-V | IE | BE#1 | BE#2 | BE#3 | BE#4 |
|----------|-------|----------|-----------------|----------------|----------|------------|
| 3.67E-06 | 0.880 | %LOEP | PCCVW-FL0304AB | #LOEP-2 | | |
| 2.60E-07 | 0.062 | %SCFB | RPOPV-SCFB | #SCFB-4 | | |
| 1.18E-07 | 0.028 | %LOPCS | PCCVW-FL0304AB | #LOPCS-2 | | |
| 5.33E-08 | 0.013 | %BT-LOCA | EWVVT-V009 | #BT-LOCA-2 | | |
| 9.46E-09 | 0.002 | %LOEP | PCCVO-FLAPV03A | PCCVO-FLAPV04B | #LOEP-2 | |
| 6.85E-09 | 0.002 | %BT-LOCA | EWOPV-LV-INJ | #BT-LOCA-2 | | |
| 4.02E-09 | 0.001 | %GTRN-AT | RPRYW-AR13B-21B | RRCPA-RRS | RROPV-RT | #GTRN-AT-4 |

보충방법 변경 제안안을 반영한 총 노심손상빈도는 약 4.17E-06/yr이며, 이는 5.2항 변경 전 모델의 노심손상빈도 4.55E-06/yr에 비해 약 8.4% 감소한 것으로 분석되었다. 또한 빔튜브 파단사고에 기인한 노심손상빈도는 약 7.10E-08/yr이며, 변경 전 모델의 빔튜브 파단사고에 기인한 노심손상빈도 4.49E-07/yr에 비해 약 84.1% 감소한 것으로 평가되었다. 이는 Table 2에 파란색으로 표시된 배수조 재순환운전 실패 관련 최소단절 집합들이 Table 4에 나타낸 변경안 정량화 결과에는 나타나지 않기 때문이다.

5. 결론

본 논문에서는 빔튜브 파단사고시 배수조 재순환운전을 통해 냉각수를 주입하는 기존 운전절차서 상의 방법과 비상보충수 저장탱크로부터 냉각수를 보충하는 본 제안안과의 차이를 설명하기 위해서 KRR 노심손상빈도 측면에서의 리스크 감소 효과를 정량적으로 평가하였으며, 그 결과를 Fig. 15에 나타내었다.

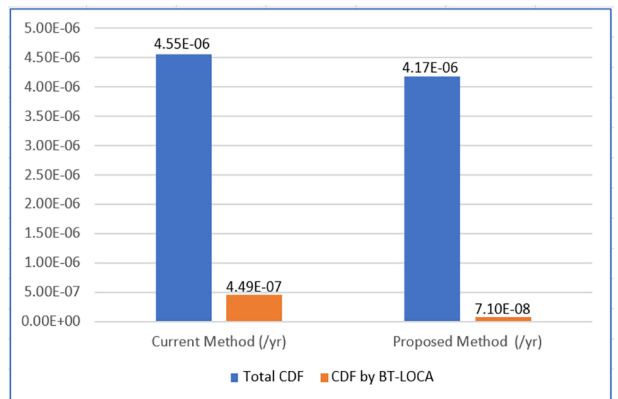


Fig. 15. CDF comparison between current method and proposed method.

빔튜브 파단사고시 냉각재 보충방법 변경 제안안 적용 후 평가된 리스크 저감 효과를 정리하면 다음과 같다.

- 제안안을 반영한 KRR PSA 총 노심손상빈도는 약 $4.17E-06/\text{yr}$ 이며, 이는 변경 전 모델의 노심손상빈도 $4.55E-06/\text{yr}$ 에 비해 약 8.4% 감소
- 제안안을 반영한 PSA 모델의 빔튜브 파단사고에 기인한 노심손상빈도는 약 $7.10E-08/\text{yr}$ 이며, 변경 전 모델의 빔튜브 파단사고에 기인한 노심손상빈도 $4.49E-07/\text{yr}$ 에 비해 약 84.1% 감소

상기 2가지의 정량적인 리스크 감소 효과 외에 보충방법 변경안 적용으로 인해 비상보충수 저장탱크로부터의 순수 냉각수 공급이 가능해짐으로써 사고 후 원자료를 제염할 필요가 없게 된다. 또한 현재 절차서상의 재순환 운전에는 펌프를 포함하여 다수의 기기가 사용되는 반면, 비상보충수 저장탱크로부터 수조로의 증력급수 운전을 채택한 본 논문의 제안안은 상대적으로 적은 개수의 기기가 필요함에 따라 기기의 정주기 시험, 예비품 확보 등을 포함한 기기의 유지 및 관리 차원에서 보다 효율적일 것으로 기대된다.

빔튜브 파단사고시 방사성 물질의 유출에 따른 소외결말 분석도 현재 진행 중이므로, KRR PSA 결과와 연계하여 차기 논문에 기술할 예정이다.

Acknowledgement: This work was funded by the Korean government, Ministry of Science, ICT.

References

- 1) KAERI, KMRR Safety Analysis Report, KAERI/TR-710/1996, KAERI, 2018.
- 2) Y. H. Lee, "A Study on the Final Probabilistic Safety Assessment for the Jordan Research and Training Reactor," J. Korean Soc. Saf., Vol. 35, No. 3, pp. 86-95, 2020.
- 3) KAERI, Joint KAERI/VAEC Pre-possibility Study on a New Research Reactor for Vietnam, KAERI/TR-2756/2004, 2004.
- 4) KAERI, Analysis of Beam Tube Break Accident (BTLOCA) at HANARO Using MELCOR, KAERI/TR-9110/2022, KAERI, 2022.
- 5) Y. H. Lee, "Initiating Event Selection and Analysis for Probabilistic Safety Assessment of Korea Research Reactor," J. Korean Soc. Saf., Vol. 36, No. 2, 2021.
- 6) Y. H. Lee, "Internal Event Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Korea Research Reactor," J. Korean Soc. Saf., Vol. 36, No. 4, 2021.