

RETRAN-3D를 이용한 사용후연료 저장조의 열수력 분석

RETRAN-3D Thermal Hydraulic Analysis of PWR Spent Fuel Pool

고덕준, 김병태
한전 원자력환경기술원
대전광역시 유성구 덕진동 150

최용준, 정성엽, 김상녕
경희대학교
경기도 용인시 기흥읍 서천리1

요 약

PWR 사용후연료의 안전한 관리는 우리나라는 물론 국제적으로도 매우 중요한 과제이다. 특히 향후 10여 년 이내에 소내(AR: At Reactor) 습식저장조의 저장 한계를 드러낼 우리나라는 사용후연료 저장 대책에 대한 심도 있는 연구가 필요하다. 그중 사용후연료 고밀저장에 따른 핵임계 및 냉각능력 평가가 매우 중요하다. 따라서 본 논문에서는 울진 2호기에 대한 PWR 사용후연료 습식 저장조에서 발생 가능한 펌프정지(pump trip)등과 같은 과도(transient)또는 사고에 대한 열수력 해석을 RETRAN-3D 전산프로그램을 이용하여 수행하였다. 저장조 내의 사용후연료 붕괴열 출력분포가 균일하다고 가정하여 모사한 결과, 정상상태(steady state)의 초기화도 만족하였으며, 정상상태 도달 후 펌프정지 모사에서는 자연대류에 의한 저장조 냉각수의 온도 상승 현상과 열 구조체(heat structure) 수직 상부의 고온 예측 등의 물리적 현상을 현실적으로 반영하였다. 이때 사용후연료 저장조 냉각수의 최고 온도는 58℃로서 규제치를 만족하였다.

Abstract

It is worldwide urgent problem to maintain the PWR spent fuel safely. In particular, domestic spent fuel storage facility on site will be depleted within 10 years and it necessitates provisions and some research works for the spent fuel storage. One of these is the high density storage by the rack design modification which requires the evaluation of criticality and enough heat removal capability. Therefore, in this study thermal hydraulic analysis was tried by the RETRAN-3D computer coed for transient such as pump trip which are potential in the wet storage spent pool of PWR. Under the

assumption that the decay power production in the core is uniform, the simulated results showed that the initialization and steady state reached satisfactorily and that after the pump trip, the physical phenomena such as pool temperature rise by the natural circulation, the formation of hot spot on the top of the heat structure were realistic, and finally the peak temperature was 58°C which is within the limit value 60°C.

1. 서론

국내의 PWR 사용후연료 습식 저장시설의 저장능력은 이미 한계에 이르고 있으며, 이에 따라 사용후연료 저장조에 대한 설비 확충은 매우 중요한 과제이다. 현재 습식저장법을 사용하고 있는 국내의 실정을 볼 때 중성자 흡수 물질을 이용한 사용후연료 고밀(high density)저장조의 교체에도 불구하고, 향후 10여 년 이내에 발전소 부지내 습식 저장능력이 한계를 드러낼 것으로 예측된다. 이러한 저장조의 저장능력 확충을 위해서는 저장조의 증설 뿐만 아니라 저장 방법도 획기적인 전환이 필요하다. 현재 세계적으로 추진되고 있는 저장 개선 방법은 부지의 대단위 영구 처분장 건설, 건식 저장법의 확대, 중성자 흡수물질을 사용한 고밀 저장방식 등이 있으며, 국내의 중성자 흡수물질을 이용한 고밀저장대로의 교체가 최근 진행 중에 있다. 따라서 고밀화에 따른 습식 저장계통의 책임계와 열수력 안전성 평가는 필수적이다.

사용후연료 저장조에 대한 기존 열 수력학적 분석 방법으로는 Point-Pool Method가 있다.[2] 그러나 이 방법은 단지 저장조 내의 온도 분포와 냉각수의 분포만 예측하는 단점이 있다. 이러한 단점을 보완하기 위하여 기존에 진행되었던 국외의 연구에 따르면, 높은 붕괴 열이 생성 될 때, 펌프 trip 후 Point-Pool Method에 의한 분석에서는 2시간 이내에 포괄비등(bulk boiling)이 발생한다고 예측되었으나, RETRAN을 이용한 연구에서는 2시간이 지나도 저장조의 전체 비등은 발생하지 않고 소위 굴뚝현상(Chimney phenomenon)에 의한 국부적 비등이 발생한다는 연구 결과가 발표되었다.[3] 따라서 본 연구는 현재 국내에서 고밀도 저장대를 사용하고 있는 PWR 원자력 발전소 중에서 가장 일반적인 형태를 가진 울진 2호기 사용후연료 저장조를 분석모델로 설정하였으며, RETRAN-3D 전산프로그램을 이용하여 고밀습식 저장조의 설계기준 수용여부 및 펌프정지 등에 의한 열침원(heat sink) 상실사고 시의 냉각능력을 분석하였다.

RETRAN-3D 전산프로그램은 복합적 유체 유동계통의 과도(transient)상태에서의 열유체 분석을 위해 미국의 전력연구소(EPRI)에서 개발한 전산프로그램으로서 원자로뿐만 아니라 원자력 발전소의 계통에 대한 과도상태 분석도 가능하다. 1975년 EPRI에서 RETRAN을 개발한 이래 RETRAN-01, RETRAN-02를 거쳐 현재 RETRAN-3D까지 개발되어 있으며, 기본 컴파일러로는 FORTRAN-77을 사용한다.

2.본론

2.1 현황

현재 우리나라의 PWR 및 캔두(CANDU)형 원전에서 발생하는 사용후연료량은 표1.과 같다.[5]

표1. 국내 PWR 및 캔두(CANDU)형 원자력 발전소별 사용후연료 저장 능력(1997년 기준)
(단위 : 다발)

구 분	고 리 (PWR)	영 광 (PWR)	울 진 (PWR)	계 (PWR)	월 성 (CANDU)
발생누적량	2,183	1,008	708	3,899	67,464
소내 습식 저장시설	3,827	2,848	1,989	8,664	76,176

표1.에서 볼 수 있듯이 PWR 원전(고리, 영광 및 울진)에서 매년 400여 개의 사용후연료가 발생하므로 향후 10년 이내에 대부분의 원자력발전소 부지내 사용후연료 습식 저장능력에 한계를 나타내게 된다.

2.2 설계기준

미국 및 국내 PWR 원자력발전소의 사용후연료 습식저장 관련 규제지침서인 10CFR50 App.A의 일반설계기준과 규제지침서 1.13에 따른 사용후연료 습식저장시설에 대한 설계기준은 다음과 같다.[4]

표2. PWR 원자력발전소의 사용후연료 습식저장조 설계기준

구 분	최대온도	k_{eff} (중성자 유효증배계수)	내진등급	핵연료 피복재 최대온도	작업자 피폭률	보론농도
내 용	60°C (140°F)	0.95미만	I등급	344°C (650°F)	2.5mrem/hr	2,200 ppm 이상

이러한 설계기준은 정상 운전시는 물론 펌프 trip 등의 발생 가능한 과도상태 및 사고상태 시에도 만족되어야 한다.

2.3 사용후 핵연료 저장조의 구조

본 연구의 기본 모델로 선정된 울진 원전 2호기 사용후연료 습식저장조의 기본 사양은 가로 12.6m, 세로 9.2m, 깊이 19.5m의 저장조 내에 총면적 60m², 높이 4.4m의 고밀저장대 (rack)가 설치되어 있으며, 총 875 다발의 사용후연료를 저장 할 수 있다. 사용후연료로 부

터 방출되는 붕괴열을 효율적으로 제거하는데 이용되는 냉각수 냉각계통으로는 정격유량 360m³/hr의 원심펌프와 2.89kw의 냉각 능력을 가진 열교환기가 각각 2대씩 배치되어 2-Loop으로 형성되어 정상 운전시 저장조의 평균 냉각수 수온을 50℃ 이하로 유지하고 있다.

2.4 가정

수명을 다한 사용후연료 집합체는 원자로에서 방출되는 순서에 의하여 습식저장조 내에 저장되므로 사용후연료의 붕괴열 발생율(decay heat generation rate)은 저장조내 저장위치에 따라 다르며, 실제 저장대의 형태 또한 그림1.에 나타난 바와 같이 한쪽 변이 들어간 직사각형 모양을 하고 있다. 이러한 울진 원전2호기 사용후연료 습식 저장조의 실제 모양은 RETRAN-3D 전산 프로그램에 의한 전산모사를 쉽게 하기 위해서 그림1과 같은 등가(equivalence)원통형으로 변환하였다. 계산시 냉각수 최고온도에 대한 보수적인 결과를 얻기 위하여 저장대와 저장대 사이에서 형성되는 우회(by-pass)유량은 무시하였고, 펌프와 열교환기를 각각 1대씩만 설치하여 실제 운전 상태를 모사하였다. 또한 붕괴열원(decay heat source)을 위한 저장모델에서는 17×17 사용후연료 집합체가 고밀저장대에 균일한 분포로 100% 저장(875다발)되어 있다고 가정하였다. 붕괴열 발생율 또한 가장 열발생이 많은 핵연료 집합체로 가정하였다.

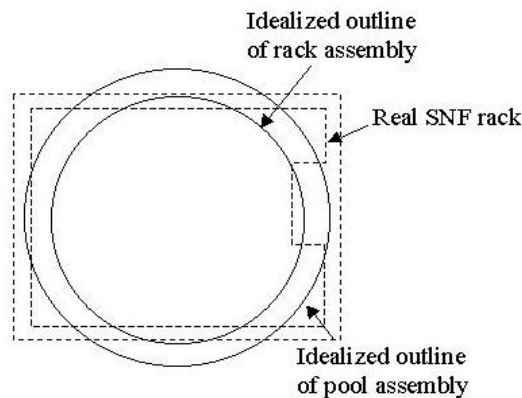


그림 1. Rack space enveloping cylinder

2.5 모사방법

그림2는 사용후연료 저장조에 대한 RETRAN-3D 전산프로그램 모사를 위한 nodalization을 나타내었다. 이 nodalization에서는 저장조 열교환기(Volume 17)를 거친 냉각수가 냉각

순환펌프(Volume 19)를 통해 다시 저장조로 재순환되는 것으로 모사되었다. 저장조의 중심에 위치한 사용후연료의 열출력은 붕괴열(Decay heat)만 방출된다고 가정하여 각각 정상출력의 5%, 8% 출력에 해당하는 붕괴열이 발생하는 것으로 모사하였다. 정상 가동시의 정상상태를 찾기 위해 각 출력별로 초기에 20℃의 물을 채우고 56시간 정도 정상운전을 실시하여 정상상태를 도출하였다. 이후 각 출력별로 T=1000초(sec)에서 냉각수 순환 펌프를 정지시켜 각 노드에서의 포괄온도(Bulk temperature)를 계산하여 설계기준 만족 여부를 분석하였다.

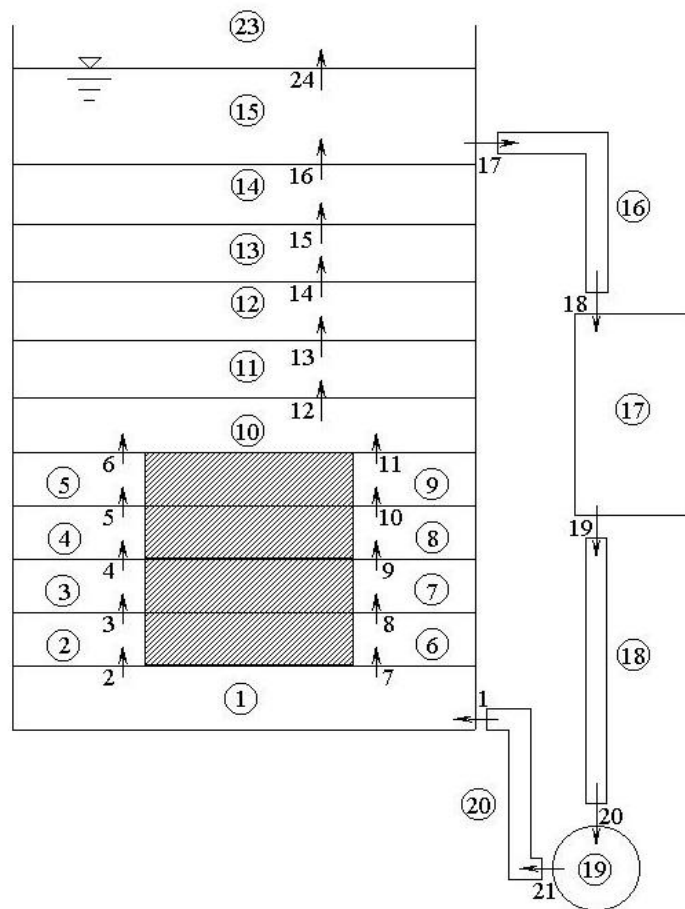


그림 2. RERAN-3D수행을 위한 Nodalization

2.6 모사결과

2.6.1 정상상태의 도출

그림 3,4. 에서와 같이 노심의 출력이 다르더라도 42시간 정도 경과 후에는 전체 유로의 온도, 압력의 변화가 거의 없다. 또한 그림 7,8.에서와 같이 유량도 정상상태를 이루었다. 따라서 56 시간까지 운전한 결과를 정상운전시의 결과로 설정하였다.

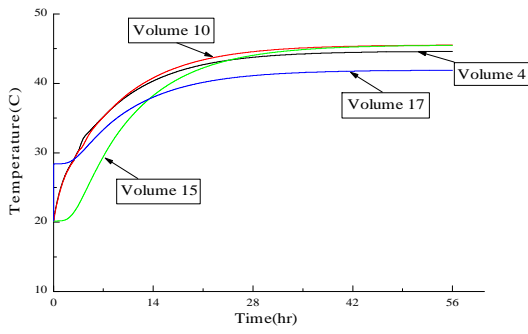


그림 3. 5%상태의 정상상태 온도 분포

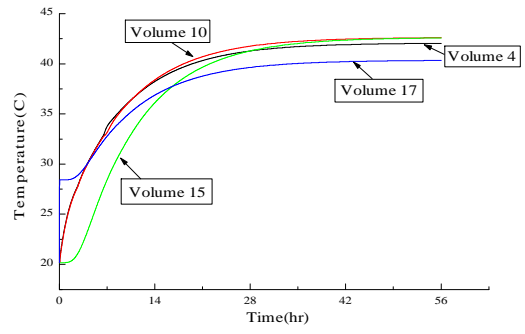


그림 4. 5%출력의 정상상태 온도 분포

2.6.2 Pump trip의 결과

정상운전에서 T=1000sec에서 펌프를 정지(Trip)시킨 결과 각각의 출력에 따라 온도의 상승폭은 달랐으나 전반적으로 공통적인 현상을 나타내었다. 그 현상은 그림 5,6.에서와 같이

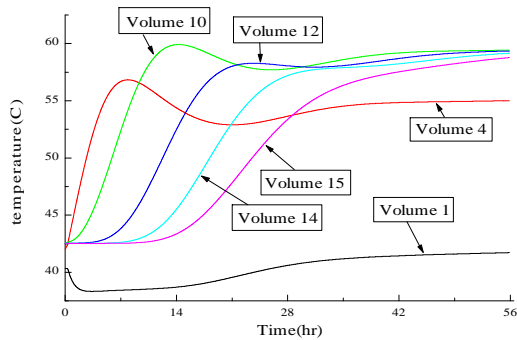


그림 5. 8%출력시 펌프정지에 따른 온도 분포

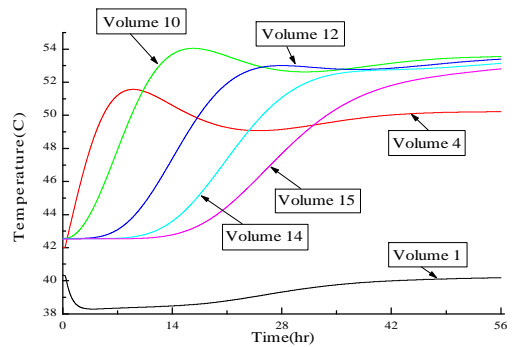


그림 6. 5%출력시 펌프정지에 따른 온도 분포

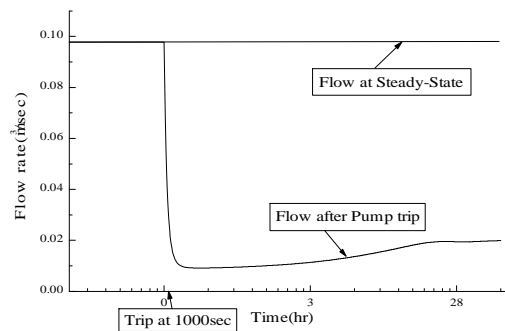


그림 7. 8%출력시 Junction 1의 유량 변화

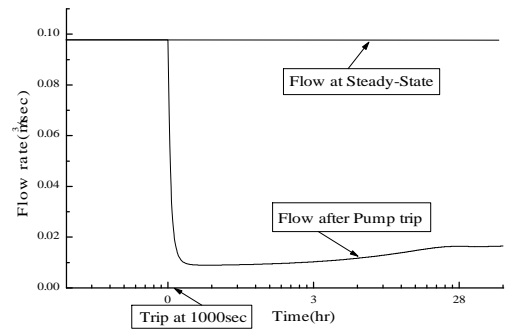


그림 8. 5%출력시 Junction 1의 유량 변화

첫 번째 노심의 수직방향으로 온도상승이 순차적으로 일어나고 있으며, 두 번째 충분한 시간이 흐름에 따라 자연대류에 의한 냉각으로 온도 상승이 계속된 후 일정 온도에 도달한다. 특히, 그림 7과 그림8 에서와 같이 냉각유량은 펌프정지 직후에 급격히 감소하다가 저장조 윗부분의 온도상승에 의한 자연대류 현상으로 점차 증가하였다. 각 출력별 모사 결과 전반적인 온도 상승은 있었으나 8% 출력시 저장조의 냉각수 최고온도가 58℃로서 규제치를 만족하는 것으로 나타났다.

3. 결론 및 향후계획

울진 원전 2호기 사용후연료 고밀저장조에 대한 열수력 분석을 RETRAN-3D 전산프로그램을 이용한 분석 결과는 다음과 같다.

- (1) RETRAN-3D를 이용한 사용후연료 고밀저장조의 열수력 해석 가능성이 입증되었다.
- (2) 온도분포, 압력분포, 유량 등 중요한 설계변수와 안전변수의 분석이 가능하다.
- (3) 붕괴열이 기존보다 높은 고연소 장주기 사용후연료의 확대 저장에 따른 기존 저장조 냉각계통에 대한 열전달 성능분석이 가능하다
- (4) 설계 자료에 의한 본 논문의 분석결과에 대한 유효성(validation) 과 검증(verification) 을 위해서는 현장의 측정 데이터와의 비교 검증이 필요하다.

4. 참고문헌

- [1] "RETRAN-3D - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", Vol 3:Users's Manual, Electric Power Research Institute, 1996
- [2] A.I.Solar, J.P.Gupta, "Method for Computing the Maximum Water Temperature in a Fuel Pool Containing Spent Nuclear Fuel", Heat Transfer. Eng., 7, 1~2, 1986
- [3] M.Karasulu, " RETRAN Analysis of Spent-Fuel Pool Cooling Systems", ANS Trans., Vol 57, 392~393, 1988
- [4] 한국전력공사, "최종안전성분석보고서", 제12권, 9.1~9.2
- [5] 과학기술처, "원자력안전백서", 자료편, 364, 1997