

원전의 부분충수운전에 대한 동적 신뢰도평가

A New Method for Assessing Dynamic Reliability for the Mid-loop Operation

제 무 성*·박 군 철**
Moo-Sung Jae · Goon-Cherl Park

ABSTRACT

This paper presents a new approach for assessing the dynamic reliability in a complex system such as a nuclear power plant. The method is applied to a dynamic analysis of the potential accident sequences which may occur during mid-loop operation. Mid-loop operation is defined as an operation to make RCS water level below the top of the flow area of the hot legs at the junction with the reactor vessel for repairs and maintenance of steam generators and reactor coolant pumps for a specific time. The idea behind this approach consists of both the use of the concept of the performance achievement/requirement correlation and of a dynamic event tree generation method. The assessment of the system reliability depends on the determination of both the required performance distribution and the achieved performance distribution. The quantified correlation between requirement and achievement represents a comparison between two competing variables. It is demonstrated that this method is easily applicable and flexible in that it can be applied to any kind of dynamic reliability problem.

1. 서 론

원전을 포함한 공학적 설비 및 계통에 대한 위험도 평가(Risk Assessment)의 기본적인 목표는 첫째, 일어날 수 있는 모든 가능한 사고경위들(Complete Set of Scenarios)을 파악하고, 둘째 그 사고경위의 재해결과(Consequences)를 분석하며,

셋째 그 사고경위의 발생가능성(Probability)을 평가하는 것이다. 이것은 그 설비 및 계통의 고장으로 인한 위험도에 대한 전반적인 Insight를 가지게 해 줌으로써 설계개선과 절차서 개선에 기여할 뿐만 아니라 안전운전을 위한 원전 규제에도 활용된다.

원전의 대부분의 계통은 시간에 따라 상태변수

* 한성대학교 산업안전공학과

** 서울대학교 원자핵공학과

(Process Variable) 및 그 계통의 신뢰도가 변한다. 그러나 확률론적 위험도평가방법론(PRA)의 근간인 WASH-1400¹⁾에서 위험도평가에 처음으로 사용되었으며 사건수목(Event Trees)과 고장수목(Fault Trees)은 단지 계통 고장 간의 논리관계만을 이용하여 계통의 신뢰도를 분석하고 있으며 시간의존적 신뢰도를 포함한 변수들의 시간적 거동을 평가하지 못하는 한계성이 있다.

본 연구는 계통의 시간적 거동을 효과적으로 묘사할 수 있는 동적사건수목 방법론을 이용한 새로운 시간의존적 신뢰도 평가 방법을 개발하였다. 이 방법이 차세대 원전 또는 정지 및 저출력 PSA를 수행하는데 기본 도구로서의 활용가능성을 타진하고자 하였다. 이 방법은 성능요구(Performance Requirement)와 성능성취(Performance Achievement)의 상관관계와 모든 시간의존적 사고경위를 도출하는 동적사건수목 방법론에 기초하고 있으며 부분 충수운전시에 잔열제거펌프의 자체고장으로 인한 노심손상의 빈도를 평가하는데 이 방법을 적용하였다.

부분충수운전이란 증기발생기 또는 원자로 냉각재 펌프 등의 시험 및 보수를 위하여 냉각재 수위를 고온관(Hot Leg)의 중간 부분까지 배수시켜서 수위를 일정시간 동안 유지시키는 운전상태를 말한다. 이때 노심의 잔열은 잔열제거계통을 통하여 제거된다. 잔열제거계통의 운전은 냉각재를 원자로 냉각재 계통의 고온관에서 흡입하여 잔열제거 펌프, 열교환기를 거친후 원자로 냉각계통의 저온관(Cold Leg)으로 다시 보내어 순환시키는 운전이다.

2. 방법론

고장수목과 사건수목은 1975년 WASH-1400¹⁾에서 위험도 분석에 처음으로 사용된 이래로 지금까지 NUREG-1150을 포함하여 기존 PRA(Probabilistic Risk Assessment) 수행에 사용되고 있다. 고장수목은 계통고장을 일으키게 하는 부품고장의 최소단절군(Minimal Cut Sets)을 도출하는데 사용되고, 사건수목은 초기사건이 발생되었을 때 그 초기사건의 진행을 약화시키는데 필요한 안전계통과 운전원의 절차서에 따른 대응을 논리적으로 구성하여 그 시스템의 전체 신뢰도를 평가하는데 사

용된다.

고장수목의 머리사건(Top Event)이 일어나는 확률은 최소 단절군(MCS)으로 계산되는데 기본 사건의 고장순서와 시간관련 특징이 이 최소단절군에 반영되지 않는 단점이 있다. 또한 사건수목의 구성도 임무시간을 이용한 제한적 발생순서만 반영하고 있을 뿐 사고의 시간의존적 영향이 적절히 고려되지 않는다. 따라서 기존의 고장수목과 사건수목의 방법론은 계통의 시간의존적 특징의 고려와 상태변수(Process Variable) 거동의 분석에 한계가 있다.

본 연구를 통하여 제시된 새로운 방법론의 특징은 시스템의 시간의존적 Parameter인 성능요구분포(Performance Requirement Distribution)와 성능성취분포(Performance Achievement Distribution)를 결정하여 시스템의 신뢰도를 평가하는 것으로 요구성능변수분포와 성취성능변수분포를 비교하여 한 변수의 값이 다른 한 변수의 값을 초과하는 시간의 비(Fraction)로 시스템의 신뢰도가 구해진다. 성능요구 및 성능성취의 개념 및 적용이 참고 문헌^{2,3)}에 상세히 기술되어 있다.

성능요구분포(Performance Requirement Distribution)를 결정하는데 앞에서 기술한 고장/사건수목의 제한성을 극복하는 동적 사고경위 생성 방법(Dynamic Event Tree Generation Methodology)⁴⁾의 모사기술(Simulation Technique)이 활용되었다. 물리적 연관방정식이 상태변수(Process Variable)간의 관계를 모사하는데 사용될 수 있으며, 변수관계식이 계통의 기계적 고장효과를 모사할 수 있다. 일단 초기사건이 상정되면 계통의 모델은 시간에 따른 상태변수의 변화를 결정하여 모든 가능한 사고경위를 도출해낸다. 그러나 무한정하게 많은 사고경위를 모두 추적해 내는 것이 불가능하므로 보통 사고경위의 발생확률이 어느 수준 이하이면 사고진행을 끝내는 논리를 취한다.

본 연구에서 부분충수운전(Mid-loop Operation) 문제를 단순화 시킨 후 새로운 동적신뢰도 방법론을 적용하여 노심손상빈도를 평가하였다. 성공적인 부분충수운전은 임무수행을 위한 일정 시간동안 RHR System과 CCW System을 이용하여 순환 회로가 항상 운전되도록 하여 잔열을 제거시키고 냉각재의 수위를 일정수준으로 유지시키는 것이

다.

잔열제거 펌프(RHR Pump)나 부품냉각 펌프(CCWP Pump)가 기계적 손상으로 정지되는 경우 잔열제거기능이 상실되므로 결국 노심손상을 야기하게 된다. 부분충수운전이 시작되는 시점부터 임의의 시점에 펌프가 정지되고 잔열제거 불능으로 인하여 냉각수가 끓기 시작하여 노심손상에 이르게 된다. 이때 부분충수 시작 시점으로부터 노심손상에 이르는 시간까지를 시스템의 성능성취변수로 정의하였다.

노심손상 도달시간, 즉 성능성취변수를 구하기 위하여 일정한 시간간격마다 발생가능한 사고경위의 도출이 필요하다. 일반적으로 부품의 신뢰도는

시간이 경과함에 따라 감소하므로 초기사건 발생 후 Δt 시간 후인 t_1 에서 첫번째 가지점(Branch Point)이 생성될 때 펌프 신뢰도(Reliability)는 $R(t_1) = R_1 = w$ (가중치)가 된다. 두번째 가지점(Branch Point)도 Δt 시간 후에 생성되며, R_1 과 R_2 는 $R(t_2) = R_2 = R_1 w$ 의 관계식으로부터 t_2 가 결정된다. 이런 방법으로 연속적인 펌프의 신뢰도는 각 구간 Δt 마다 결정된다. 시간 t_3 까지의 경우를 예를들면 다음과 같이 3가지의 펌프거동상태가 존재하며 그 때의 신뢰도는 주어지는 가중치로 결정된다.

- 1) 펌프가 언제나 Safe할 경우, 그때 확률 : $P(1)$,
- 2) 펌프가 $t < t_1$ 에서 Safe하며, $t \geq t_1$ 에서 고장날

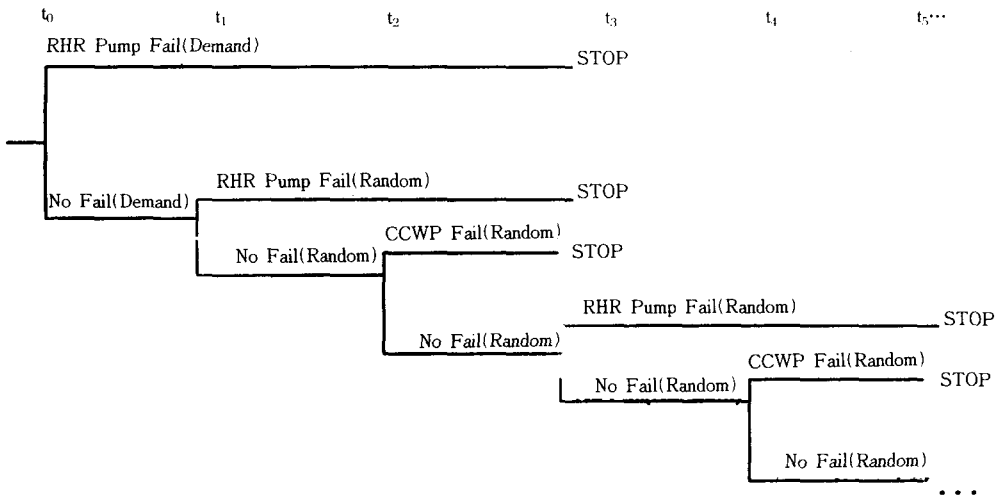


Fig. 1 Dynamic possible event sequences leading to TOP event

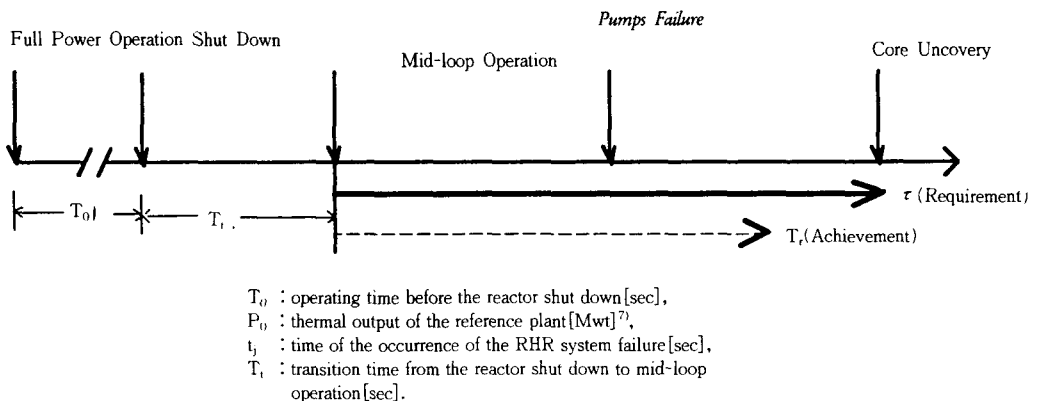


Fig. 2 The timings of shut down, the initiation of the mid-loop operation, pump failures, and core uncovery

경우, 그때 확률 : P(2),
 3) 펌프가 $t < t_2$ 에서 Safe하며, $t \geq t_2$ 에서 고장날 경우, 그때 확률 : P(3)
 이때 각 구간별 펌프의 신뢰도는 Table 1과 같다.

Table 1 The pump reliabilities in each time step

	[0, t ₁]	[t ₁ , t ₂]	[t ₂ , t ₃]
P(1)	1	R1	R2
P(2)	0	1-R1	1-R1
P(3)	0	0	R1-R2
$\Sigma P(i)$	1	1	1

Table 1에 나타난 것처럼 일정한 시간간격마다 새로운 사고경위를 도출하고 두개의 펌프(RHR/CCW 펌프)가 주어진 시간안에 고장이 일어날 때 열제거 기능이 없어지므로 시스템이 고장나고 사고경위 생성은 중단된다. Fig. 1에 나타난 각각의 사고경위에 도달하는 시점(예, 펌프고장시간)과 발생확률이 동적 사고경위 생성방법(Dynamic Event Tree Generation Methodology)을 사용하여 얻어진다. 상세한 내용은 뒤의 적용단원에서 상세히 기술되었다.

고장후 잔열제거시스템의 기능 회복시간은 불확정성을 갖는 분포함수이다. 이때 Fig. 2와 같이 기준시간인 펌프고장 발생시간 이후부터 잔열제거시스템의 기능 회복시간까지를 성능성취변수로 정의하면, 부분충수운전과 관련한 노심손상확률(Core Damage Probability)은 잔열제거시스템의 기능 회복시간(T_r)이 노심손상도달 시간(τ)을 초과하는 Fraction이 그 확률이며 수식으로 표현하면 다음과 같다.

$$CDP = P_r(T_r > \tau) \dots\dots\dots (1)$$

$$= \sum_i P_{rob}[(T_r > \tau) \text{ and } (\tau = t)] \dots\dots\dots (2)$$

$$= \sum_i P[(T_r > \tau) * (\tau = t)] \dots\dots\dots (3)$$

$$= \int_0^\infty (1 - F_{T_r}) * (f_\tau dt) \dots\dots\dots (4)$$

$$= \sum_i (P_{r_j})(1 - F_{T_{rj}}) \dots\dots\dots (5)$$

여기서,

- j : 사고(고장)경위의 종류,
- τ : 노심손상도달 시간
- T_r : 잔열제거시스템의 기능 회복시간
- $f_\tau(t)$: 성능요구변수 τ 의 확률밀도함수(pdf),
- $F_{T_r}(t)$: 성능성취변수 T_r 의 시간의존적 누적분포

함수(cdf),

P_{r_j} : 펌프고장시간 t_j 인 j-th 사고경위의 발생확률,

$F_{T_{rj}}$: j-th 사고경위의 발생시에 성능성취변수 T_r 이 성능요구변수 τ 를 초과할 누적확률

펌프고장시간 t_j 인 j-th 사고경위의 발생확률, P_{r_j} 는 동적 사고경위 생성방법(Dynamic Event Tree Generation Methodology)으로 구하고 펌프고장 t_j 시점부터 잔열제거시스템의 기능회복시간, T_r 의 누적분포함수, $F_{T_{rj}}$ 는 잔열방정식과 NUREG/CR-6144(Surry Low Power/Shut Down PSA)⁵⁾의 열출력에 대한 노심손상도달 및 냉각재 비등 시간의 계산자료를 활용하였다. 본 연구에서 사용된 일정압력과 온도하에서 열출력에 대한 냉각재 비등 및 노심손상시간의 Correaltion은 참고문헌 5로부터 유도하였다. 이것에 관한 자세한 설명은 적용단원에서 기술하였다.

따라서 모든 발생가능한 사고경위에 대한 노심손상확률을 계산하는 방법은 다음과 같다.

- 1) 부분충수 순환회로에 대한 발생가능한 시간의 존적 모든 고장경위와 그 경위에 도달하는 시간, t_j 을 구한다.
- 2) 해당 사고경위의 발생확률, P_{r_j} 을 구한다.
- 3) 시스템 고장 발생시간을 기준으로 노심의 잔열출력(MWt)을 구한다.
- 4) 대상 잔열 출력에 대한 노심 손상 시간을 구한다.
- 5) 노심손상시간에 대한 $F_{T_{rj}}$ 를 구한다.
- 6) 각각의 해당 사고경위의 발생확률, P_{r_j} 에 $(1 - F_{T_{rj}})$ 값을 곱한다.
- 7) 단계 6)의 결과를 모든 사고경위에 대하여 합산(Sum)하여 노심손상확률(Core Damage Probability)을 얻는다.

3. 부분충수운전(Mid-loop Operation)

부분충수운전시 잔열제거기능이 상실되고 운전원의 조치가 없으면 노심냉각재는 비등하고 노심노출이 가능하다. 이러한 사고의 발생가능성을 인식한 미국 NRC는 잔열제거기능상실을 방지하기 위하여 각 사업자에게 Generic Letter 88-17을 이행토록 요구한 바 있다⁶⁾. 최근 미국의 Zion 원전과 Seabrook 원전에 대하여 수행된 PSA를 통하여 저

출력/정지시 노심손상빈도가 전 출력에 비하여 무시할 수 없을 정도로 큰 것으로 나타났다⁷⁾. 저출력/정지시에 요구될 수 있는 부분충수운전은 정확한 냉각재의 수위감시 및 제어가 요구되며 잔열제거계통의 성공적인 운전이 필요하다. 수위가 너무 높을 경우 냉각재는 개방된 원자로 냉각계통의 구멍을 통하여 누설될 것이며 수위가 낮을 경우에는 잔열제거계통입구에 와류현상(Vortexing)을 야기시켜서 공기가 흡입되고 잔열제거 계통이 정지될 가능성이 있다.

원자로심의 잔열은 원자로 정지시에도 핵분열 생성물의 붕괴로 인하여 계속 발생한다. 그러므로 발전소 정지후 Steam Generator의 보수 및 핵연료 장전작업을 수행할 경우에 원자로 냉각재의 온도 상승을 방지하기 위해서 잔열제거 계통의 운전이 요구된다. 잔열제거 계통은 잔열제거펌프, 열교환기 그리고 각종 밸브 및 기기들로 구성되어 있다. 잔열제거계통 운전시 순환수는 고온관(Hot Leg)에서 취수하여 잔열제거 펌프, 열교환기를 거쳐 RCS 저온관(Cold Leg)으로 들어간다.

부분충수운전을 위한 원자로 냉각재 배수는 원자로 정지후 준비시간인 일정 시간이 지난후 Loop의 배수밸브를 열고, 가압기 상부로 연결된 질소 공급라인을 정열하여 질소를 가압기에 주입함으로써 시작된다. 가압기 수위가 0%에 도달할 때까지 배수펌프를 작동시켜 배수시킨다. 원자로 용기 뚜껑 상부까지 냉각재가 배수되면 용기뚜껑 상부로 질소를 공급한다. 이때 압력은 거의 0psig를 유지시키며 냉각재가 필요수위가 도달하게 되면 배수밸브를 닫고 부분충수운전(Mid-loop Operation)에 들어간다. 이 상태에서 증기발생기의 Man-way를 열고 작업자들에 의하여 Nozzle Dam을 설치하게 된다.

이 시간동안 수행되는 부분충수운전 동안 잔열제거기능이 상실되는 경우 노심비등 및 노심노출이 가능하다. 따라서 부분충수운전시 잔열제거기능의 확보는 필수적이다.

4. 적용(Application to Mid-loop Operation)

4.1 부분충수운전 실패시간 및 확률의 계산

부분충수 운전중 잔열제거시스템(RHR)의 기능

상실사고는 다양한 인자에 기인한다. 1986년 Crystal River 3원전에서와 같이 RHR 펌프에 기계적 결함으로 인하여 잔열제거기능이 상실되는 사고가 있었다. 1987년에는 Diablo Canyon 원전에서 계통내 공기유입으로 인한 잔열제거펌프가 작동중지되는 사고가 있었으며, 1990년에 Vogtle 원전에서 교류전원 상실로 인하여 잔열제거펌프가 구동력을 상실하고 잔열제거펌프가 제 기능을 하지 못하였다.

같은 해에 미국 Susquehanna 원전에서는 RCS에서 RHR 시스템으로 향하는 격리밸브의 단함으로 인하여 잔열제거 기능이 상실되는 사고가 있었다.

본 연구는 부분충수운전을 위해 원전 정지(Shutdown) 후 배수밸브를 연후에 질소를 주입시키면서 동시에 배수펌프를 기동하여 냉각재를 요구수위까지 성공적으로 배수를 시키는 문제를 고려하였다. 이 경우에 잔열제거계통이 작동요구(Demand)되고 그 기능을 수행하여야 한다. 잔열제거 계통 중에서 적어도 하나의 순환회로는 항상 운전가능해야 하는데 본 연구는 하나의 순환회로, 즉, 각각 3000gpm의 용량을 가지는 하나의 RHR 펌프와 부품냉각(CCW)펌프만 이용가능한 것으로 가정하였다.

잔열제거 펌프의 요구동작률(Demand Failure Rate, Φ_{RHR})과 작동시 고장률(Random Failure Rate, λ_{RHR})은 각각 $\Phi_{RHR}=2.3 \times 10^{-3}$, $\lambda_{RHR}=1.0 \times 10^{-5}/h=7.0 \times 10^{-9}/s$ 의 Generic Data를 사용하였다⁸⁾. CCW 펌프의 작동시 고장률(Random Failure Rate, λ_{RHR})도 Generic Data⁸⁾로 부터 $\lambda_{CCW}=5.0 \times 10^{-6}/h=1.389 \times 10^{-9}/s$ 의 값을 사용하였다.

잔열제거 펌프의 고장시 그 기능은 회복시킬 수 있다. 기능회복시간은 불확실하며 그 분포는 로그함수이다. 평균회복시간은 10.8시간, 분포의 분산 정도인 Error Factor의 값은 10이다. 부품냉각 펌프의 경우도 같은 분포인 로그분포에 평균회복시간 8시간, Error Factor는 10을 사용하였다⁸⁾.

펌프의 고장시간분포는 그 신뢰도가 시간의 경과에 따라 감소함을 고려하여 지수함수로 가정하였다. 따라서 펌프의 신뢰도는 다음 식으로 표현된다.

$$R_{\text{pump}} = e^{-\lambda t} \dots \dots \dots (6)$$

부분충수 운전동안 주로 수행되는 작업내용은 증기발생기의 Man-way 열기, 작업자들이 증기발생기로 들어가서 Nozzle Dam을 설치하는 것, 누수를 막기위하여 Seal에 Air를 주입시키는 것 등의 작업으로 구성된다. ALARA(As Low AS Reasonably Achievable)와 관련하여 빠른시간 안에 Man-way를 열고 Nozzle Dam을 설치하여야 하므로 보통 수시간 동안이면 가능하지만 본 연구에서는 부분충수 운전시간을 보수적으로 이틀(48시간)이라고 가정하였다.

원전정지(Shutdown) 후 일정한 시간이 지난후에 부분충수운전이 요구(Demand)되면 RHR펌프가 작동되어야 한다. 그러나 초기에 요구실패(Demand Failure) 또는 펌프 동작중 고장(Random Failure)으로 인하여 잔열제거 시스템이 고장날 가능성이 존재한다. 또한 RHR 펌프를 냉각시키는 부품냉각(CCW) 펌프가 고장이 나는 경우에도 결국 잔열제거 시스템이 기능을 상실하게 된다. 이때 이 시스템의 고장모드와 시점에 따라 노심손상에 이르는 시점이 달라진다.

Fig. 1은 잔열제거시스템의 발생가능한 시간의 존적 고장경위를 나타낸다. 사건의 초기가지(Branch)는 부분충수 운전의 시작 시그널이 주어졌을때 RHR 펌프가 작동되지 않는 경우, 즉 작동요구 고장(Demand Failure)이 있거나 펌프가 정상적으로 동작이 시작되는 성공가지로 나누어진다. 동작신호에 의한 작동요구고장은 초기에만 발생하고 이후의 모든 고장은 동작 중 고장인 작동시고장(Random Failure)만 발생한다. 이러한 시스템의 동작상태를 시간의 추이에 따라 분석하기 위하여 기존의 고장수목(Fault Trees)을 사용하지 않고 동적 사고경위 생성방법(Dynamic Event Tree Generation Methodology)을 사용하여 동적사고경위(Dynamic Event Sequences)를 본 연구를 통하여 개발한 전산프로그램을 통하여 생성하였다. 일정한 시간 간격마다 새로운 사고경위를 도출하고 그 사고경위에 대한 발생확률을 계산하였다. RHR펌프나 CCW펌프가 고장이 나면 사고경위 도출이 중단되고 이 때 각각의 사고경위에 대한 시간도 계산하였다. 486이상 IBM-PC에서 계산 수행이 가능하고 C++ 전산언어로 작성된 전산프로그램을 개발하였다.

4.2 노심손상시간의 분포

식(5)를 풀기위하여 Fig. 2에서 표시된 노심손상도달시간인 t(성능요구변수)를 계산하여야 한다. 잔열제거시스템의 기능상실후 노심손상시간을 구하기 위하여 열수력학적 계산이 필요하다. 본 연구에서는 Surry Low Power/Shutdown PSA⁵⁾에서 사용된 계산결과(Fitting Data)를 사용하였다. 대기압 32°C 하에서 시간 t는 다음과 같은 함수관계이다.

$$t=f(P) \dots\dots\dots (7)$$

여기서 P : 원자로 정지후 발생하는 잔열[MWt]

원자로 정지후 발생하는 잔열에 대한 냉각재 비등(Boil-off)과 노심손상(Core Uncovery)에 도달하는 시간 간의 Fitting Data⁵⁾에 대하여 4차 Polynomial Regression 방법으로 다음과 같이 상관관계식을 구하여서 계산에 사용하였다.

$$t_{CD}=47264.6-11183.3*P(t)+1183.3*P(t)^2-57.2*P(t)^3+1.028*P(t)^4 \dots\dots\dots (8)$$

$$t_{BO}=41969.8-9939.4*P(t)+1055.1*P(t)^2-51.1*P(t)^3+0.916*P(t)^4 \dots\dots\dots (9)$$

잔열의 열출력에 대한 냉각비등 시간, t_{BO}[sec]과 노심손상시간, t_{CD}[sec]는 P(t)의 함수로 얻어진다.

원자로 정지후 발생하는 잔열은 다음의 잔열방정식을 사용하였다⁹⁾.

$$P(t)=0.1P_0 \{ (t-T_0+10)^{-0.2}-(t+10)^{-0.2}+0.87(t+2Exp7)^{-0.2}-0.87(t-T_0+2Exp7)^{-0.2} \} \dots\dots\dots (10)$$

여기서 t : 원자로 운전시간을 포함한 잔열제거 펌프의 정지까지 시간[sec]

T₀ : 원자로 정지 전의 운전시간[sec]

P₀ : 원자로 정격 열출력[Mwt]

Fig. 2에서 사용한 정의와 Notation을 사용하면

$$t=T_0+T_t+t_j \dots\dots\dots (11)$$

로 표현된다.

여기서,

t_j : 잔열제거 시스템 고장발생 시간[sec]

T_t : 원자로 정지후 부분충수운전으로 전이되는 시간[sec]이다.

원자로 정지전의 운전시간은 1년으로 가정하였으며 원자로 정지부터 부분충수운전을 위한 배수

등 준비시간으로 약 6시간 소요되는 것으로 가정하였다. 또한 참조원전의 정격열출력, P_0 는 2825Mwt을 사용하였다¹⁰⁾. 따라서 식(10)은 계산될 수 있으며 식(8)과 (9)를 이용하여 펌프고장 발생시간인 t_j 와 노심손상도달시간을 구할 수 있다.

4.3 잔열제거펌프(RHR Pump)의 기능회복시간

잔열제거펌프의 자체고장후 운전원들에 의하여 다시 그 기능을 회복하는 시간은 로그정규분포이며 평균 잔열제거펌프와 부품냉각 펌프의 기능회복시간은 각각 10.8시간과 8시간이며 분산정도인 Error Factor($\sqrt{X_{.95}/X_{.05}}$)는 모두 10.이다⁸⁾. 그러므로 본 연구의 계산에 사용된 분포식은 다음과 같다.

$$f_{Tr}(t) = \frac{\exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln t - \ln Pm}{\beta}\right)^2\right\}}{\beta\sqrt{2\pi}t} \dots (12)$$

여기서 중간 값,

$$Pm = \exp(\mu) = \exp\left(\ln \alpha - \frac{\sigma^2}{2}\right) \dots (13)$$

$$\text{로그표준편차, } \beta = \frac{\ln EF}{1.645} \dots (14)$$

따라서 식(5)의 $(1-F_{Tr})$ 는 다음 식으로 얻어진다.

$$1-F_{Tr} = \int_0^\infty f_{Tr}(t) dt \dots (15)$$

식(5)로 나타내어지는 모든 사고경위에 대한 $\sum (P_{Tj})(1-F_{Trj})$ 의 값을 계산하기 위하여 앞에서 기술한 개발된 전산프로그램을 사용하였다.

5. 결 과

동적 사고경위 생성방법(Dynamic Event Tree Generation Methodology)을 이용하여 각 사고경위에 대한 시간 t_j 를 구하고 각 시간에 대하여 식(5)를 합산함으로써 부분충수시 노심손상빈도는 계산된다. 그 결과를 Table 2에 나타내었다. 원자로 정지후 성공적으로 배수가 끝났을 때 부분충수운전 시스템이 작동중 어느 시점에 기능을 잃고 노심손상에 이를 확률은 7.7×10^{-4} 이었다. 노심손상 시간의 불확정성을 고려하기 위하여 민감도계산을 수행하였다. 냉각재 비등시간(식(9))으로 노심손

상시간(식(8))을 대치하여 계산해 본 결과 잔열제거 시스템의 고장으로 인한 노심손상에 이를 확률은 7.4×10^{-3} 이었다. 또한 RHR 펌프와 CCW 펌프의 작동시 고장률을 Factor 10으로 변화시켜 노심손상확률을 계산할 결과를 Table 3에 나타내었다. 가장 작은 노심손상확률과 가장 큰 노심손상확률의 상대비($(CDP_{10}-CDP_{0.1})/CDP_{0.1}$)가 3,715배로 작동시 고장률의 값이 노심손상확률에 크게 민감한 것으로 나타났다.

Table 2 The calculated probabilities leading to possible accident sequences and CDP for each sequence

j	t_j [sec]	P_{Tj}	$1-F_{Trj}$	$P_{Tj}(1-F_{Trj})$
1	0.	2.000E-3	6.116E-5	1.223E-5
2	10.	8.372E-7	6.117E-3	5.121E-9
3	20.	1.114E-6	6.118E-3	6.818E-9
4	30.	1.391E-6	6.118E-3	8.515E-9
5	40.	1.668E-6	6.119E-3	1.021E-8
6	50.	1.946E-6	6.120E-3	1.191E-8
7	60.	2.223E-5	6.121E-3	1.361E-8
8	70.	2.501E-6	6.122E-3	1.53E-7
9	80.	2.777E-6	6.122E-3	1.701E-8
...
$CDP(\sum_j (P_{Tj})(1-F_{Trj}))$				7.703E-4

Table 3 The sensitivity calculations of core damage frequency [$CDP(\sum_j (P_{Tj})(1-F_{Trj}))$]

	λ_{RHR}	$0.1 \lambda_{RHR}$	$10 \lambda_{RHR}$
λ_{CCW}	7.703E-4	8.9145E-5	7.592E-3
$0.1 \lambda_{CCW}$	9.191E-5	2.031E-5	8.088E-4
$10 \lambda_{CCW}$	7.554E-3	7.774E-4	7.543E-2

6. 결 론

동적 사건수목 생성방법과 성능성취/성능요구 변수의 상관식을 이용하는 새로운 동적신뢰도 평가방법을 개발하였으며 부분충수 운전시 노심손상 확률을 계산하는데 적용하였다. 본 연구에서 제시된 새로운 신뢰도 평가 방법론은 사건수목(Event Trees)과 고장수목(Fault Trees)을 이용하는 기존의 방법론이 가졌던 시간의존적 사고분석에 있어서의 한계성을 어느정도 극복할 수 있는 방법임을 보여주었다. 본 연구를 통하여 제시한 새 방법론

은 계통의 시간적 거동을 효과적으로 모사할 수 있는 동적사건수목 방법론을 이용한 새로운 시간의존적 신뢰도 평가방법이며 이 방법은 차세대 원전 또는 저출력 및 정지시(Low Power/Shut Down)의 PSA 수행에 활용될 수 있을 것이다. 참고로 본 연구에서 보여준 참조원전의 부분충수 운전시 노심손상 확률값은 방법론의 적용결과 얻어지는 예제적 수치이다. 이 방법은 또한 기존의 인간신뢰도분석(HRA) 방법론에서 고려할 수 없었던 의도형성오류(Intention Formation Errors)를 포함한 운전원의 인식거동을 예측하기 위한 모델링 도구로서도 매우 활용 가능성이 있는 유망한 방법이다. 사고시 운전원의 인식/판단은 순간 순간 바뀌므로 시간의존적 모델링 도구가 반드시 요구되기 때문이다.

그러나 본 연구에서 제시된 방법론은 일어날 수 있는 모든 사고경위를 순차적으로 계산해야 하므로 계산 수행시간이 너무 길다는 단점이 있다. 이 같은 특성으로 인하여 원전의 전체시스템과 같은 복잡한 시스템에 대한 Full-scope의 신뢰도 분석에는 다소 부적합한 방법이지만, 중요 계통에 대한 정밀한 신뢰도 분석에는 충분히 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

참 고 문 헌

- 1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study, WASH-1500, 1975.
- 2) A. E. Green and A. J. Bourne, Reliability Technology, Wiley-Interscience, London, pp. 83~95, 1972.
- 3) 제무성, 박창규, Quantification of Human Error Probabilities in Implementing Accident Management Strategies, Proceedings of International Conference, New Trends in Nuclear System Thermohydraulics, Pisa, Italy, May 30-June 2, pp. 557~563, 1994.
- 4) A. Amendola, Accident Sequence Dynamic Simulation versus Event Trees, Reliability Engineering and System Safety, Vol. 22, pp. 3~25, 1988.
- 5) T. L. Chu, et. al., Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1: Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events During Mid-loop Operations, NUREG/CR-6114, BNL, 1994.
- 6) USNRC, Loss of Decay Heat Removal 10 CFR 50.54(f), 1988.
- 7) USNRC, Shutdown and Low-power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States, NUREG-1449, 1993.
- 8) IAEA, Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment, International Atomic Energy Agency, IAEA-TECD-OC-478, 1988.
- 9) 윤원효 등, 부분충수운전중 잔열제거기능 상실에 관한 안전성 연구, 한국원자력 안전기술원, pp. 21~27, 1992.
- 10) 한국전력공사, Final Safety Analysis Report for Yonggwang Units 3&4, 1993.