2000 추계 학술발표회 논문집
한국원자력학회

단순 격납건물 사건수목을 이용한 대량초기누출빈도 평가

Quantification of Large Early Release Frequency using Simplified Containment Event Tree

강대일, 김시달, 김길유
한국원자력연구소

요 약

이 논문에서는 단순 격납건물 사건수목을 이용한 대량초기누출빈도 평가 방법의 적용 가능성을 파악하기 위하여 울진 3,4 호기 주요 안전계통의 허용정지시간 변경에 대해 대량초기누출빈도 증가(ΔLERF)와 증가된 조건부 대량초기누출확률(ICLERP)을 평가하였다. 정량화 결과, 단순화된 방법의 평가는 몇몇 계통을 제외하고는 상세방법 평가보다 보수적으로 나타났다. 따라서, 개략적인 대량초기누출빈도를 평가하는데 있어 단순 격납건물 사건수목을 이용한 평가 방법은 2 단계 PSA 를 이용한 상세 평가 방법 대신 사용할 수 있을 것으로 판단된다.

Abstract

In this paper, the ΔLERF and the incremental conditional large early release probability(ICLERP) on the change of allowed outage time for the major safety systems of Ulchin Units 3&4 are quantified to identify the possibility of application for the quantification method of the large early release frequency(LERF) using simplified containment event tree. The quantification results using simplified event tree are larger than those using traditional detailed method except some systems. The quantification method using simplified containment event tree can be used for approximately estimating LERF in place of traditional Level 2 PSA approach.

1. 서론

2 단계 확률론적 안전성 평가(probabilistic safety assessment: PSA)의 결과인 대량초기누출빈도(large early release frequency: LERF)은 위험도 정보를 이용한 의사결정(risk-informed decision-making)이나 신뢰도 기반 의사결정 등의 분야에서 노심손상빈도와 함께 빈번하게 사용되는 위험도 척도(risk measures) 중의 하나이다[1]. 대량초기누출빈도가 빈번하게 사용되는 이유는 일반 대중 관점에서 원전의 위험도를 나타내는 원전의 3 단계 PSA 결과인 개별조기위해도(individual risk of early fatality)와 밀접히 연관이 되어 있고, 대부분의 원전에서 3 단계 PSA 가 수행되지 않았기 때문이다[2]. 대량초기누출빈도를 계산하기 위해서는 복잡하고 많은 사건 수목들(발전소 손상군, 격납 건물, 분해, 방사선원 등)을 만들어야 하고

사건수목 정량화에 필요한 데이터를 평가해야 하는 2 단계 PSA 를 수행해야 하기 때문에 많은 시간과 인력이 소요된다[3]. 대량초기누출사고(Large Early Release Accident)란 원자로가 깨진후 빠른 시간내에 세정되지 않은(unscrubbed) 방사성 물질이 격납건물 밖으로 급격하게 유출되는 사고를 말한다[1, 2]. 이 사고에는 격납건물 우회(containment bypass), 격납건물 격리실패(failure of containment isolation), 격납건물내에 고압용융물 용출(High Pressure Melt Ejection)이나 수소폭발(hydrogen detonation)과 같은 사건들이 있다.

지금까지 수행된 대부분 원전의 개별 평가(IPE)에서는 대량초기누출 빈도를 별도로 구하지 않고 2 단계 PSA 의 한 결과물에 포함하여 분석해왔다. W. T. Pratt 등[2, 4, 5]은 2 단계 PSA 를 상세히 수행하지 않고 단순화한 격납건물 사건수목(simplified containment event tree)을 이용해 대량초기누출빈도를 평가하는 방법을 제안하였다. 이 방법은 1 단계 PSA 의 결과인 노심손상빈도 사고경위에 발전소 개별평가(individual plant examination: IPE) 일환으로 수행된 2 단계 PSA 수행 결과에 대한 정보를 이용하여 대량초기누출빈도를 구하는 것이다.

이에 본 논문에서는 대량초기누출과 관련된 위험도의 정량화를 단순하게 수행하는 방법의 적용 가능성을 파악하기 위하여 울진 3,4 호기를 참조발전소로 하여 대량초기누출빈도 증가(ΔLERF)와 증가된 조건부 대량초기누출확률(ICLERP)을 평가 하였다. 2 에서는 대량초기누출빈도에 대한 상세 평가 과정과 단순화한 격납건물 사건수목을 사용해 단순 평가하는 과정을 기술하였고, 3 에서는 참조발전소의 대량초기누출빈도에 대해 단순방법을 이용한 평가결과를 기존방법을 이용한 평가결과와 비교하여 기술하였다. 4 에서는 토의와 결론을 기술하였다.

2. 대량초기누출빈도 평가

2.1 상세 평가

그림 1 에는 일반적으로 대량초기누출빈도를 계산하기 위한 2 단계 PSA 수행과정이 나타나 있다[3, 6]. 일반적으로 대량초기누출빈도를 계산하는 과정은 크게, 발전소 손상군(plant damage states) 분석, 격납건물 사건수목 작성과 평가, 누출방사선 범주 정의와 평가이다.

발전소 손상상태 (Plant Damage State)란 원자로 노심에 손상이 일어났을 때 발전소의 상태(원자로 압력, 격납용기 관련계통 상태, 안전 계통 상태 등)를 의미한다. 발전소 손상군으로 분류하기 위해 계통작동, 사고 초기 유발자 종류 그리고 주요사건의 시간에 의해 결정되는 중요한 계통의 기능적 상태를 고려하여 발전소 손상 군 사건수목을 작성한다. 발전소 손상군 사건수목은 1 단계 PSA 사고경위가 특정 발전소 손상 군으로 명백하게 지정될 수 있도록 모든 필요정보를 포함하며, 노심손상 이후 사고진행 분석에 중요한 격납건물 성능 및 사고진행 관련 계통도 평가할 수 있도록 확장한다. 발전소 손상군 사건수목의 정량화는 1 단계 사건수목 정량화 방법과 같은 방법으로 1 단계 PSA 전산코드(예: KIRAP[7])를 이용하여 정량화 한다. 발전소 손상군 정량화 작업은 수계산도 가능하나 다루는 사고경위가 많아 일반적으로는 2 단계 PSA 정량화 전산코드를 사용하여 수행한다.

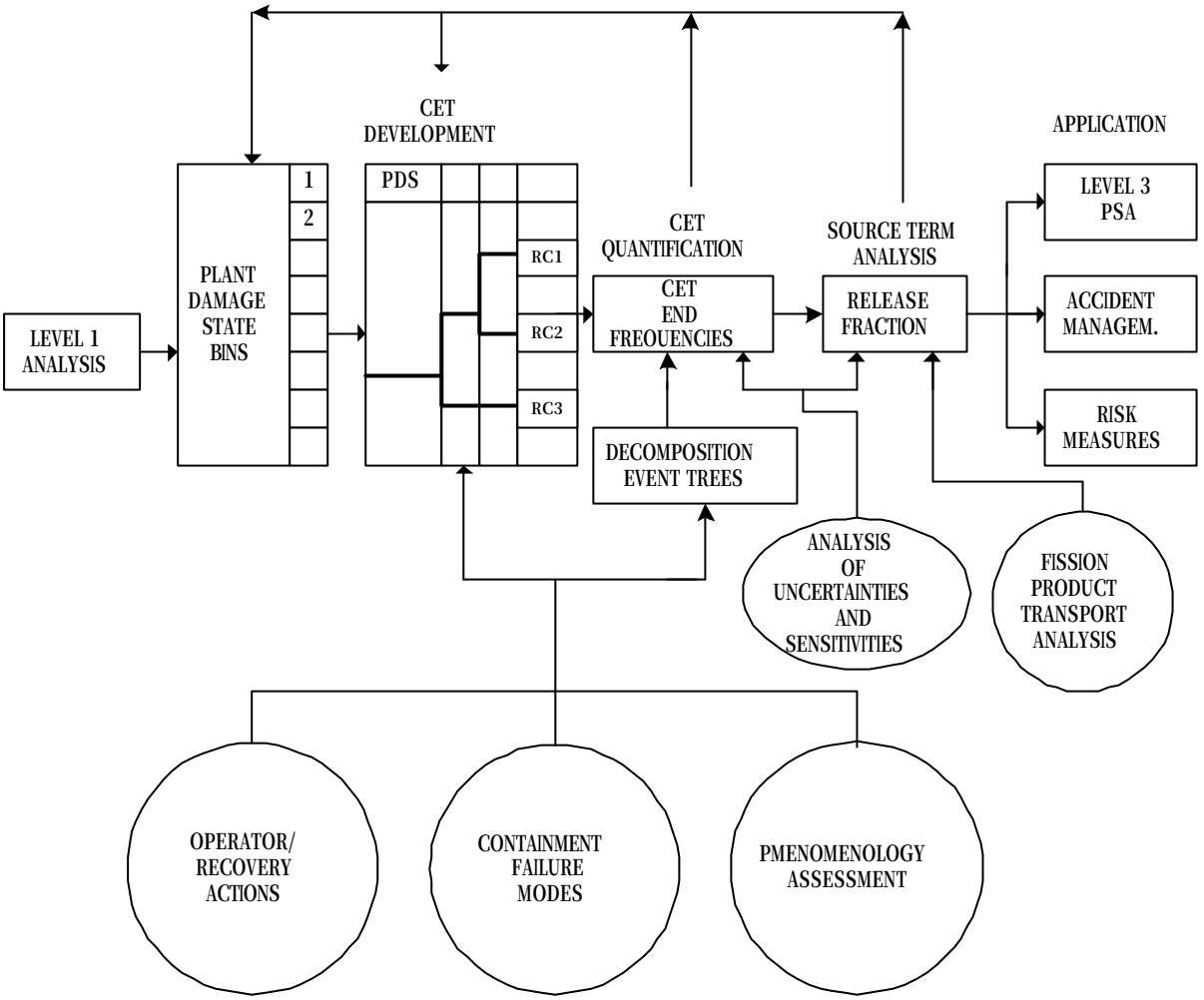

그림 1. 2단계 PSA 과정

격납건물 사건수목은 중대사고시 일어나는 여러 현상학적 과정, 격납용기 조건, 격납용기 고장모드를 나타내면서 격납용기 반응을 모델링 하는데 사용된다. 격납용기사건 수목으로 노심 손상에서 환경으로 방사선 누출까지의 사고경위 진행이 예측된다. 격납건물 사건수목에서 표제의 수는 보조수목인 분해사건수목(decomposition event tree)을 도입해 줄일 수 있다. 분해사건수목에서 다루는 것은 주로 표제에 대한 세부적인 현상과 운전원 행위 등이다. 격납건물내 중대사고의 진행은 매우 복잡한 중대사고 현상이 발생되기 때문에 일반적으로 MAAP[8]과 같은 중대사고 분석용 전산코드를 사용하여 각 사고경위에 대한 격납건물내 부하를 계산한다. 격납건물 사건수목과 분해사건수목이 작성되고 분해사건수목의 정점사상의 확률이 지정되면 격납건물 사건수목을 정량화 한다. 격납건물 사건수목의 정량화 작업은 수 작업으로도 가능하나 울진 3,4 호기의 경우 2 단계 PSA 정량화 코드인 CONPAS[9]를 이용하여 자동적으로 수행한다.

마지막으로 누출방사선원과 양, 누출시간과 기간, 위치, 그리고 에너지에 따라 누출범주를 정의하는 것이다. 방사선원 관점에서 각 사고경위에 대해 상세 방사선원분석을 해야 하는 격납건물사건수목 종결점은 너무 많다. 하지만 많은 격납건물사건수목 사고경위는 환경으로의 방사선원 누출양과 시간이 유사하기 때문에 각 종결점 모두에 대한 상세 방사선원 분석은 불필요하다. 그래서, 유사 방사선원 특성을 가질 것으로 예상되는 격납건물사건수목의 종결상태를 몇몇 누출범주로 그룹화시킨다. 그림 2는 울진 3,4호기의 내부사건에 대한 방사선원 논리도를 나타내고 있다. 여기서 대량초기누출에 관련된 항은 다음과 같다[3, 10];

격납건물 우회: STC 18(V-sequence), 19(Steam Generator Tube Rupture)

격납건물 격리실패: STC 16(Isolation failure– Succeed), 17(Isolation failure – Fail)

기타(고압용융/수소 폭발, 등): STC 4(early containment failure – rupture), 14(alpha mode failure)

2.2 단순 평가

참고문헌[2]에서 제시한 방법은 대량초기누출빈도에 대한 상세평가의 3단계 과정을 1단계 과정으로 축소시킨 것이다. 그림 3[2, 4]에 단순하게 대량초기누출사고 빈도를 평가하는 사건수목이 나타나 있다. 각 표제는 격납건물우회(CIONB), 원자로 감압(RCSDP), 원자로용기 파손전 노심손상 중지(CDAVB), 증기세관파단사고 유발(NISGT), 원자로용기 파손시 격납건물 고장..여부(NCFVB), 초기누출사고의 가능성(NPFEF)이다. 그림 3에서 대량초기누출빈도와 관련이 있는 사고 경위는 다음과 같다;

1) PATH-4 = Level 1 CDF*/CIONB*/RCSDP*CDAVB*NCFVB*NPFEF
2) PATH-8 = Level 1 CDF*/CIONB*RCSDP*CDAVB*/NISGT*NCFVB*NPFEF
3) PATH-10 = Level 1 CDF*/CIONB*RCSDP*CDAVB*NISGT*NPFEF
4) PATH-12= Level 1 CDF*CIONB*NPFEF

위의 사고경위를 나타내는 식에서 표제 앞의 "/"는 해당 표제의 성공을 나타내고 표제만 있는 것은 해당 표제의 실패를 나타낸다. 각각의 약어에 대한 설명은 다음과 같다;

CIONB: containment isolation or not bypassed

RCSDP: RCS depressurized

CDAVB: core damage arrested without vessel breach

NISGT: no induced steam generator tube rupture

NCFVB: no containment failure at vessel breach

NPFEF: no potential for early fatalities

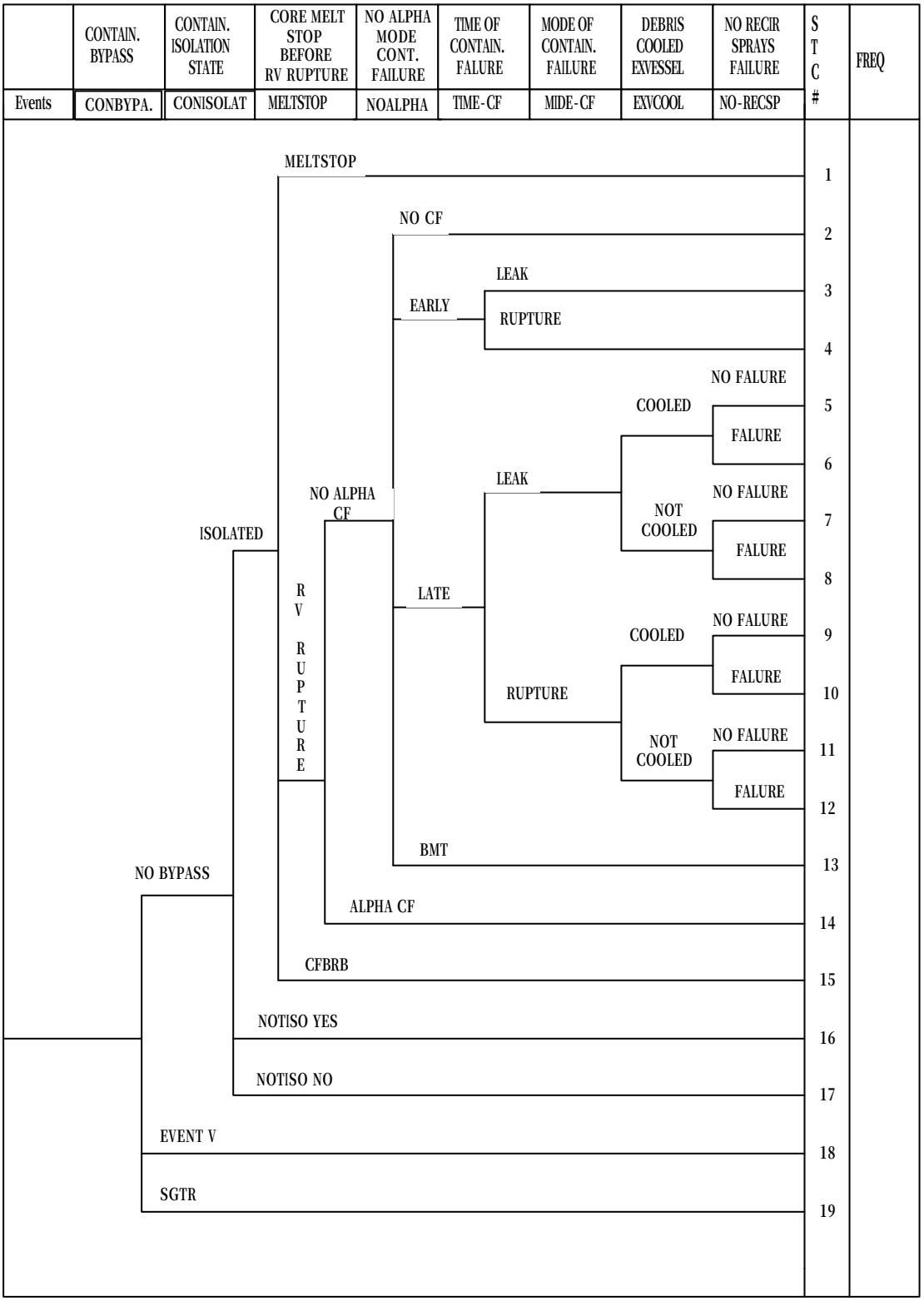

그림 2 울진 3.4호기의 방사선원 논리도

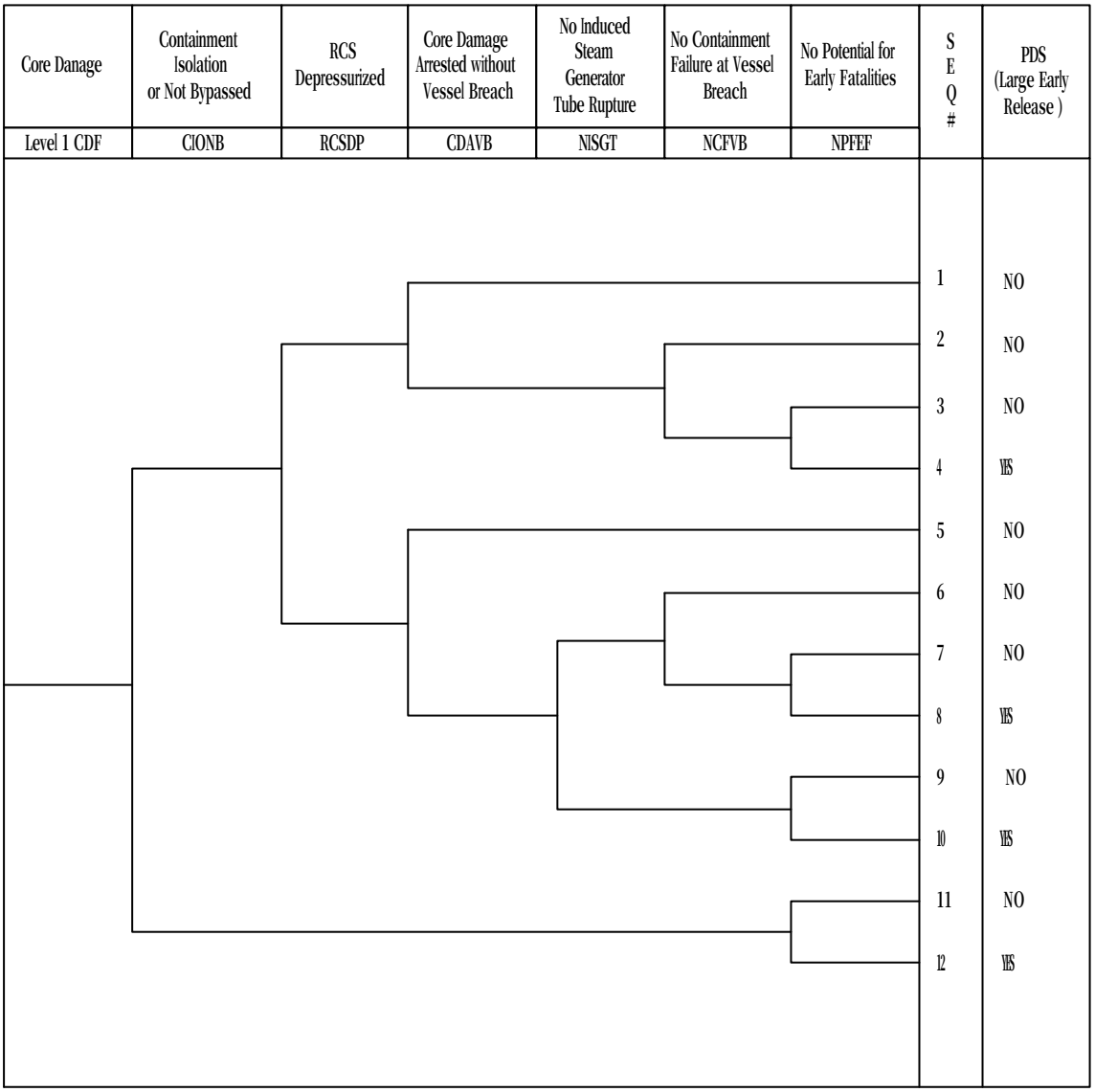

그림 3. 단순 격납건물 사건수목

CIONB

격납건물이 격리되지 않거나 우회되지 않았느냐의 여부를 묻는 표제로서 노심손상 싯점에서의 격납건물 건전성을 다룬다. 이 표제는 노심손상 싯점에서만 적용하고 온도로 인한 증가세관파단(temperature induced SGTR) **사고에는 적용하지 않는다.**

RCSDP

원자로냉각계통(RCS)**의 감압 여부를 묻는 표제로서 만일 답변이 부정적이면 노심손상동안 원자로가 고압상태에 있는 것이다. 중형과 대형 냉각재 상실 초기사고는 저압으로 분류하고 다른 과도사건은 고압으로 분류한다. 또 노심손상후의 운전원의 감압행위를 고려한다.**

CDAVB

노심손상 시작후 원자로용기 파손 전에 노심손상이 중지됐느냐의 여부를 묻는 표제이다. 이에 해당되는 행위는 원자로 파손전에 원자로에 물을 주입하는 회복행위로서 전원회복행위 또는 고압사고경위에 대한 운전원의 감압 회복행위가 있다.

NISGT

이 표제는 노심용융시 1,2 차 계통의 열수력학적 조건으로 증기발생기 튜브의 creep failure 를 유발하는지의 여부를 묻는다.

NCFVB

원자로 용기 파손시 격납건물 고장 여부를 묻는 표제이다. 이 고장 발생의 요인은 일차계통 압력, 원자로용기를 빠지는 노심 debris 의 양과 온도, 원자로용기 구멍크기, 격납건물 구조적 능력 등에 따라 달라진다. 저압과 고압의 사고에 따라 발생과정 및 확률이 다른데 저압사고 경위일 경우와 고압사고 일 경우 표제의 부정적인 답변에 각각 0.01 과 0.1 의 확률을 부여한다.

NPFEF

초기 누출사고의 잠재성은 방사선물질의 양과 시간에 따라 다르게 나타난다.

3. 단순평가 과정을 이용한 정량화 결과

2.2 의 단순화한 격납건물 사건수목을 이용하여 대량초기누출빈도 증가(ΔLERF)와 증가된 조건부 대량초기 누출 확률(ICLERP)을 계산하였다. 각 표제에 대한 데이터 평가는 NUREG/CR-6595[2]를 토대로 울진 3,4 호기 1, 2 단계 PSA 결과[3]를 이용하여 수행하였다. 대량초기누출빈도 증가와 증가된 조건부 대량초기누출확률의 각각의 정의는 다음과 같다 [1];

1) 대량초기누출빈도 증가: $\Delta LERF = LERF'_B - LERF_B$ …..…….....(식 1)

ΔLERF: 발전소 변경으로 인한 대량초기누출빈도 증가

$LERF'_B$: 발전소 변경 후의 기본 대량초기누출빈도

$LERF_B$: 발전소 변경 이전의 기본 대량초기누출빈도

2) 증가된 조건부 대량초기누출확률: $ICCDP = (LERF'_1 - LERF'_B) * d$ …..…(식 2)

$LERF'_1$: 발전소 변경 후 기기 이용불능으로 인한 대량초기누출빈도

$LERF'_B$: 발전소 변경 후 기본 대량초기누출빈도

d: 발전소 변경과 관련된 기기 이용불능시간, 허용정지시간 변경일 경우 기기 평균 수리시간(mean time to repair: MTTR)

아래의 표 1 에는 울진 3,4 호기의 주요 안전계통에 대한 허용정지시간 변경과 출력운전 중 예방정비에 대한 대량초기누출빈도 증가의 상세 평가와 단순 1, 단순 2 의 평가 결

과가 나타나 있다. 평가결과 분류는 기존의 상세 분석 결과[10]와의 비교를 용이하도록 기존분석 방식대로 분류하였다. 단순 1 은 2.2 에서 원자로의 감압여부를 묻는 "**RCSDP**"에서 고압노심사고 경위와 저압 노심손상 사고경위를 NUREG/CR-6595[2]방법대로 분류한 것이고, 단순 2 는 울진 3,4 PSA[3]의 방법대로 분류한 것이다. 여기서 허용정지시간 변경 대상계통[3,10]은 안전주입탱크(SIT), 격납용기살수계통(CSS), 정지냉각계통(SCS), 저압안전주입계통(LPSIS), 비상디젤발전기(EDG)이다. 출력 운전중 예방정비 대상계통[3, 10]은 격납용기살수계통, 저압안전주입계통, 비상 디젤발전기, 정지냉각계통, 필수해수계통(ESWS), 필수냉방수계통(ECWS), 기기냉각수계통(CCWS)이다. 정량화는 KIRAP[7]을 이용하였으며, 정량화시 사용된 절단치(cut-off)는 1 단계 PSA 와의 일관성 유지를 위해 1.0E-11 을 사용하였다.

표 1 에 나타나 있듯이 기본안의 경우에는 단순 1 과 단순 2 의 대량초기누출빈도가 상세분석 결과보다 높고 단순 1 이 단순 2 보다 높다. 허용정지시간 변경 대상 계통 전체의 허용정지시간 변경에 대한 대량초기누출빈도는 상세분석 결과와 단순 2 의 분석결과는 기본안의 분석 결과와 차이가 없는 것으로 나타났지만 단순 1 의 분석결과는 기본안보다 약간 증가한 것으로 나타났다. 허용정지시간 변경과 예방보수 계통에 대한 대량초기누출빈도는 상세분석 결과와 단순 1 의 분석 결과 모두 기본안보다 동일한 크기의 대량초기누출빈도 증가를 가져온 것으로 나타났지만 단순 2 의 경우에는 상세분석 결과보다 약간 낙관적인 결과를 나타내고 있다. 따라서 허용정지시간 변경이나 예방정비에 대한 대량초기누출빈도 평가시 상세분석을 수행하지 않고 단순 1 또는 단순 2 방법을 사용할 수 있을 것으로 판단된다. 단순 1 의 사용이 단순 2 의 사용보다는 보수적인 분석 결과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

표 1 허용정지시간 변경과 예방정비에 대한 대량초기누출빈도의 상세 평가와 단순 평가 비교

경우	평가 방법	격납건물 우회	격납건물 격리실패	기타	LERF	Δ LERF	Δ LERF 차이(단순-상세)
기본	상세	1.201E-6	8.608E-9	2.653E-8	1.236E-6	상세 LERF-단순 LERF	
	단순 1	1.208E-6	8.674E-9	2.688E-8	1.243E-6	7.0E-9	
	단순 2	1.204E-6	8.674E-9	2.673E-8	1.239E-6	3.0E-9	
전 계통의 허용정지시간 변경*	상세	1.201E-6	8.638E-9	2.658E-8	1.236E-6	0	적용안됨
	단순 1	1.208E-6	8.688E-9	2.693E-8	1.244E-6	1.0E-9	1.0E-9
	단순 2	1.204E-6	8.674E-9	2.673E-8	1.239E-6	0	0
전 계통의 허용정지시간 변경과 예방정비**	상세	1.205E-6	8.776E-9	2.685E-8	1.241E-6	5.0E-9	적용안됨
	단순 1	1.211E-6	8.812E-9	2.723E-8	1.248E-6	5.0E-9	0
	단순 2	1.207E-6	8.812E-9	2.686E-8	1.243E-6	4.0E-9	-1.0E-9

*:SIT, CSS, SCS, LPSIS, EDG, **: **허용정지시간 변경**-SIT, CSS, SCS, LPSIS, EDG

예방정비-CSS, SCS, LPSIS, EDG, ESWS, ECWS, CCWS

표 2 에는 허용정지시간 변경에 대한 증가된 조건부 대량초기누출확률의 상세분석

한 결과와 단순분석 결과가 나타나 있다. 표 2 에 나타나 있듯이 정지냉각계통과 비상디젤발전기를 제외하고 단순 1 과 단순 2 의 분석결과는 상세 분석한 결과보다 보수적이다. 정지냉각계통의 경우에는 단순 1 과 단순 2 모두 상세 분석한 결과보다 낙관적이지만 그 차이는 매우 작게 나타났다. 비상 디젤발전기의 경우에는 단순 1 이 상세 분석한 결과보다 보수적이

표 2 허용정지시간 변경에 대한 증가된 조건부 대량초기누출확률

상세 평가와 단순 평가 결과

계통	평가 방법	격납건물 우회	격납건물 격리 실패	기타	LERF	(LERF'$_1$-LERF'$_B$)	ICLERP	ICLERP 차이(단순-상세
CSS A	상세	1.206E-6	9.733E-9	2.872E-8	1.244E-6	8.0E-9	3.688E-11	적용안됨
	단순 1	1.214E-6	1.027E-7	1.294E-7	1.446E-6	2.03E-7	9.36E-10	8.99E-10
	단순 2	1.205E-6	1.027E-7	9.545E-8	1.403E-6	1.64E-7	7.56E-10	7.19E-10
CSS B	상세	1.203E-6	9.785E-9	2.849E-8	1.241E-6	5.0E-9	2.306E-11	적용안됨
	단순 1	1.212E-6	1.03E-7	1.306E-7	1.451E-6	2.08E-7	9.59E-10	9.36E-10
	단순 2	1.205E-6	1.03E-7	9.564E-8	1.404E-6	1.68E-7	7.75E-10	7.52E-10
SCS A	상세	1.688E-6	4.432E-8	6.744E-8	1.8E-6	5.64E-7	2.601E-9	적용안됨
	단순 1	1.658E-6	4.83E-8	8.242E-8	1.789E-6	5.46E-7	2.52E-9	**-8.1E-11**
	단순 2	1.658E-6	4.83E-8	7.296E-8	1.779E-6	5.4E-7	2.49E-9	**-1.11E-9**
SCS B	상세	1.709E-6	4.668E-8	8.185E-8	1.838E-6	6.02E-7	2.776E-9	적용안됨
	단순 1	1.675E-6	5.11E-8	9.006E-8	1.816E-6	5.73E-7	2.64E-9	**-1.36E-10**
	단순 1	1.672E-6	5.11E-8	8.002E-8	1.803E-6	5.64E-7	2.60E-9	**-1.76E-10**
LPSIS A	상세	1.619E-6	4.013E-8	5.141E-8	1.711E-6	4.75E-7	2.191E-9	적용안됨
	단순 1	1.622E-6	4.443E-8	6.77E-8	1.734E-6	4.91E-7	2.26E-9	6.9E-11
	단순 2	1.618E-6	4.561E-8	5.574E-8	1.718E-6	4.82E-7	2.22E-9	2.9E-11
LPSIS B	상세	1.620E-6	4.11E-8	5.386E-8	1.715E-6	4.79E-7	2.209E-9	적용안됨
	단순 1	1.624E-6	4.561E-8	6.95E-8	1.739E-6	4.96E-7	2.29E-9	8.1E-11
	단순 2	1.619E-6	4.561E-8	5.671E-8	1.721E-6	4.82E-7	2.22E-9	1.1E-11
SIT 1A	상세	1.201E-6	8.61E-9	2.653E-8	1.236E-6	0	0	적용안됨
	단순 1	1.208E-6	8.674E-9	2.688E-8	1.243E-6	0	0	0
	단순 1	1.204E-6	8.674E-9	2.673E-8	1.239E-6	0	0	0
SIT 1B	상세	1.201E-6	9.27E-9	2.688E-8	1.237E-6	1.15E-9	1.418E-12	적용안됨
	단순 1	1.208E-6	9.443E-9	2.721E-8	1.245E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
	단순 1	1.204E-6	9.443E-9	2.729E-8	1.241E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
SIT 2A	상세	1.201E-6	9.27E-9	2.688E-8	1.237E-6	1.15E-9	1.418E-12	적용안됨
	단순 1	1.208E-6	9.443E-9	2.721E-8	1.245E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
	단순 2	1.204E-6	9.443E-9	2.729E-8	1.241E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
SIT 2B	상세	1.201E-6	9.27E-9	2.688E-8	1.237E-6	1.15E-9	1.418E-12	적용안됨
	단순 1	1.208E-6	9.443E-9	2.721E-8	1.245E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
	단순 2	1.204E-6	9.443E-9	2.729E-8	1.241E-6	2.0E-9	2.466E-12	1.048E-12
EDG 1A	상세	1.576E-6	4.616E-8	1.195E-7	1.742E-6	5.06E-7	3.333E-9	적용안됨
	단순 1	1.638E-6	5.215E-8	1.828E-7	1.873E-6	6.3E-7	4.5E-9	1.167E-9
	단순 2	1.299E-6	5.215E-8	7.341E-8	1.424E-6	1.85E-7	1.22E-9	-2.113E-9
EDG 1B	상세	1.564E-6	4.477E-8	1.16E-7	1.725E-6	4.89E-7	3.221E-9	적용안됨
	단순 1	1.624E-6	5.052E-8	1.769E-7	1.851E-6	6.08E-7	4.0E-9	7.79E-10
	단순 2	1.298E-6	5.052E-8	7.202E-8	1.421E-6	1.82E-7	1.199E-9	**-2.02E-9**
EDG 1E	상세	1.541E-6	4.208E-8	1.094E-7	1.692E-6	4.56E-7	3.004E-9	적용안됨
	단순 1	1.595E-6	4.72E-8	1.652E-7	1.807E-6	5.64E-7	3.715E-9	7.11E-10
	단순 2	1.297E-6	4.72E-8	6.928E-8	1.413E-6	1.74E-7	1.146E-9	**-1.858E-9**

지만 단순 2 는 매우 낙관적인 결과를 얻게 되었다. 따라서 허용정지시간 변경에 대한 조건부 확률을 계산할 시에는 단순 1 의 사용이 단순 2 의 사용보다 바람직한 것으로 판단된다.

4. 토의와 결론

이 논문에서는 단순 격납용기 사건수목을 이용하여 대량초기누출과 관련된 위험도를 정량화하는 방법의 적용 가능성을 파악하기 위하여 울진 3,4호기를 참조발전소로 대량초기누출빈도 증가(ΔLERF)와 증가된 조건부 대량초기누출확률(ICLERP)을 평가 하였다. 이를 위해 본 논문에서는 기존의 대량초기누출빈도에 대한 상세 평가 과정과 단순화한 격납건물사건수목을 이용해 단순 평가하는 과정을 소개하였다. 대량초기누출사고빈도 계산시 기존의 상세 평가 과정에서 3단계로 수행되었던 것을 단순 격납건물 사건수목을 이용한 방법에서는 1단계로 수행한다. 참조발전소의 주요 안전계통에 대한 허용정지시간 변경과 예방정비에 대해 대량초기누출빈도와 증가된 조건부 대량초기누출확률에 대해 단순방법을 이용한 평가와 기존 2단계 PSA를 이용한 상세 방법을 사용한 평가 결과를 비교하였다. 정량화 결과, 단순화된 방법의 평가는 몇몇 계통을 제외하고는 상세방법 평가보다 보수적으로 나타났다. 단순 격납건물 사건수목을 이용한 위험도 평가에서, 노심사고 경위를 고압과 저압으로 분류하는 방법은 NUREG/CR-6595이 울진 3,4 PSA보다 보수적인 것으로 나타났다. 따라서 단순 격납건물 사건수목을 이용한 대량초기누출 관련 위험도 평가 방법은 상세 평가 방법 대신 사용할 수 있을 것으로 판단된다. 하지만 W.T.Pratt 등[2]이 언급했듯이 분석결과가 규제기관이나 사업자가 대량초기누출 관련 위험도에 대해 설정한 기준치의 10% 미만일 경우에만 보수적으로 사용해야 하는 제한이 있다. 만일 단순 격납용기 사건수목을 이용한 정량화 결과가 기준치의 10%이상이거나 기준치와 유사한 결과를 얻었다면 기존 방식 대로 상세분석을 수행해야 할 것이다.

본 논문에서 언급한 대량초기누출빈도를 단순하게 계산하는 방법은 위험도 정보를 이용한 여러 의사결정 분야인 기술지침서 변경(technical specification change), 가동중시험(inservice testing), 가동중검사(inservice inspection), 차등 품질보증(graded quality assurance) [11, 12, 13, 14]등에서 손쉽게 활용될 수 있으리라 판단된다. 또한 노심손상빈도를 실시간으로 감시할 수 있는 1단계 PSA에 대한 위험도 모니터를 개발했다면, 개발된 위험도 모니터에서의 노심손상빈도 계산 방법과 본 절에서 소개한 방법을 이용하여 개략적인 대량초기누출빈도를 실시간으로 감시할 수 있는 모니터를 많은 시간과 인력을 소요하지 않고서도 손쉽게 만들수 있으리라 판단된다. 최근 미국에서는 허용정지시간 변경에 대한 위험도 평가시 사업자가 규제기관에 제출한 문서에서는 대부분이 대량초기누출빈도의 정량적 평가를 수행하지 않고 정성적인 평가만을 수행하였다. 정성적인 평가대신 본 연구에서 논의한 방법을 이용해 개략적으로 대량초기누출 관련 위험도를 평가한다면 국내의 원전 사업자나 규제자 모두가 보다 구체적인 위험도 평가결과를 얻게되어 관심두고 있는 업무의 신뢰성을 증대시킬 수 있으리라 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] US NRC, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis ", Regulatory Guide 1.174, NRC, 1998

[2] W.T.Pratt et al., "An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events", B.N.L & S.N.L, NUREG/CR-6595, 1999

[3] "Ulchin Units 3&4 Final Probabilistic Safety Assessment", **한국전력공사**, 1995

[4] W.T.Pratt et al., "Simplified Approach for Estimating Large Early Release Frequency", Proceedings of PSAM4, Sep. 1998, New York, USA

[5] Deepark Rao, "Insights from the Development of a Large Early Release Frequency(LERF) Risk Monitor Model", Proceedings of ICONE8, April 2000, Baltimore, USA

[6] **김시달 외**, "**원자력발전소의 정량적인 안전해석을 위한 사건수목 기법의 응용**", **한국산업안전학회지** Vol. 15, No.4, 2000

[7]**한국원자력연구소**, "KIRAP(KAERI Integrated Reliability Assessment Code Package) Ver 2.0 **사용자 설명서**", KAERI/TR-361/93, 1993

[8] EPRI, "MAAP 4: Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants", 1994

[9]**한국원자력연구소**, "CONPAS 1.0 (CONtainment Performance Analysis System) Code Package **사용자 설명서**", KAERI/TR-651/96, 1996

[10] **강대일 외**, "**위험도 정보를 이용한 허용정지시간 변경**", 2000, KAERI, **출간예정**

[11] US NRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing ", Regulatory Guide 1.175, NRC, 1998

[12]. US NRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Graded Quality Assurance", Regulatory Guide 1.176, NRC 1998

[13]. US NRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking:Technical Specifications", Regulatory Guide 1.177, NRC 1998

[14]. US NRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Inspection of Piping", Regulatory Guide 1.178, NRC 1998