

## 중수로 전출력 운전 시 대량조기방출빈도 평가

### Assessment of Large Early Release Frequency in Full Power Operation of CANDU Plants

최성수, 임재원

(주)엑트

대전광역시 대덕구 신일동 1688-5

성창경, 서미로, 김명기

한전전력연구원

대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

원자력발전소는 안전성과 경제성의 두 가지 요소를 모두 충족시키는 방향으로 운영이 되어야 할 것이다. 이를 위해 미국 원자력규제위원회에서는 위험도 정보를 활용하여 원전 운영 및 규제를 합리적으로 수행할 수 있도록 관련 Reg. Guide를 발표하였고, 국내에서도 위험도 정보 활용 및 규제에 대한 연구를 각 관련 사에서 수행하고 있다. 본 연구에서는 중수로 전출력 운전 시 대량조기방출빈도(LERF: Large Early Release Frequency)에 대한 분석을 수행하였다. 이를 위해 가압중수로 원전 2단계 PSA 모델을 이용하였으며, 분석 결과 중수로 원전의 대량조기방출빈도는  $3.25 \times 10^{-7}$ /년으로 평가되었다.

#### Abstract

It is necessary to satisfy both safety and economics at the same time in operating nuclear power plants. In order to enhance operational and regulatory efficiency of nuclear power plants, USNRC has issued related regulatory guidelines. Domestic nuclear institutes and industries have also performed the researches on risk-informed applications/regulations. In this study, large early release frequency was assessed in full-power operation of CANDU plants. The assessment result showed that the large early release frequency of CANDU plants is  $3.25 \times 10^{-7}$ /yr.

## 1. 개 요

미국 TMI-2 원전사고 이후 원전의 안전성 확보 측면에서 확률론적안전성평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment)를 수행하였으며 중대사고에 대한 발전소의 취약점을 도출하고 이에 대한 보강 및 절차서 개발을 수행하여 원전의 안전성을 확보하고 있다. 미국 NRC는 위험도 정보를 원전의 운영에 활용하는 방안을 천명[1]하였으며 그 후로 발전소의 현행 인허가 기준을 변경할 경우 적용할 수 있는 위험도 정보 활용 기법을 Reg. Guide로 발간하였다. 원자력계는 최근에 이러한 추세에 맞춰 위험도 정보를 원전의 운영 및 규제에 적용하는 연구를 활발히 진행하고 있으며 이러한 연구 분야 중의 하나가 “기술지침서의 허용정지시간/점검주기 최적화”이다. 위험도 정보의 적용 방법을 제시한 Reg. Guide 1.174[2]를 보면 위험도 척도로서 노심손상빈도(CDF: Core Damage Frequency)와 대량조기방출빈도(LERF: Large Early Release Frequency)를 거론하고 있다. 이런 값은 이미 수행한 IPE(Individual Plant Examinations)를 통하여 얻을 수 있는 정보로 알려졌으나 LERF는 다소 재분석이 필요하다. 이는 LERF의 개념이 IPE를 수행할 때에 도입되지 않았고 IPE 수행 완료 후 위험도 규제 기준 수립 시 그 개념이 도입되었기 때문이다. 미국 원자력발전소에서는 각 발전소의 IPE 결과를 바탕으로 단순화된 방법으로 LERF를 도출해내고 있으며 이를 위험도 정보 규제의 여러 분야에 사용하고 있다.

국내의 경우를 보면 건설 원전에 대해서는 PSA Level 1, 2를 수행하여 왔으며 가동원전에 대해서는 2006년까지 완료할 목표로 수행 중에 있다. 특히 중수로 분야의 경우, 월성 2,3,4호기에 대한 2단계 PSA가 1997년에 완료되었으며 현재는 월성 1호기에 대한 2단계 PSA가 2003년 완료 목표로 수행중에 있다. 또한 중수로 표준운영기술지침서를 개발하면서 허용정지시간 및 점검주기의 기술배경을 확립하는데 있어 위험도 정보를 적용하는 연구를 수행 중에 있다. 이상과 같이 국내에서는 PSA 및 관련기술이 꾸준히 개발되어 왔으며 현 단계로서 위험도 정보 규제 적용에 대한 기본 체계는 구축되어 있다고 볼 수 있다. 그러나 LERF에 대한 기준은 국내에서는 아직 마련되어 있지 않기 때문에 본 연구에서는 미국에서 정의한 LERF의 배경을 살펴보고 국내의 중수로 PSA 결과를 바탕으로 중수로 전출력 운전 시 LERF에 대한 분석을 수행하였다.

## 2. LERF의 배경

LERF는 대량조기방출빈도로서 노심이 손상된 후 방사성물질이 외부로 누출되어 주민에게 피해를 줄만한 사고의 발생빈도를 의미한다. 다시 말하면 원자력발전소 사고가 발생하면 주민들은 방사선 방호계획에 의해 소개되는 데 소개되기 전에 대량으로 방출된 방사선이 주민에게 피해를 입혀 조기사망을 일으키는 사고의 빈도를 의미한다. 이를 분석하기 위해서는 다음 두 가지를 알아야 한다. 첫째로 조기사망이 일어나기 위해서 얼마나 많은

방사성물질이 누출되어야 하는가를 알아야 하며 두 번째로는 얼마 동안 주민이 방사성물질에 노출되어 방사선 피폭을 입는가에 대한 사항이다. LERF는 이런 자료를 가지고 Level 3 PSA 분석을 수행하여 정량화할 수 있다.

위험도 정보 규제에 대한 기본 방향을 제시하고 있는 Reg. Guide 1.174에서는 CDF와 LERF를 위험도 정보 규제를 결정하는 척도로 기술하고 있으며 LERF에 대해서는 다음과 같이 언급하고 있다. LERF는 조기치사 정량적 보건목표(Early Fatality QHO)에 대한 Surrogate(어떤 것이 평가하기가 어려울 때에는 그 효과가 같은 다른 것을 선택하여 평가하는 방법)로서 발전소 인근 주민이 대피하기 전에 대량으로 방사선이 누출되어 조기사망을 일으키는 방출빈도로 언급하고 있다. 즉 조기 보건 영향(Early Health Effects)을 주는 사고의 빈도를 말한다.

NRC의 안전 목표 정책(Safety Goal Policy)에 따르면 조기치사 정량적 보건목표를 다음과 같이 정의하고 있다: “원자력발전소 사고 발생 시 원전 인근 주민의 즉시치사(Prompt Fatality)에 대한 위험도는 일반 주민이 타 사고로부터 받을 수 있는 위험도의 0.1%를 초과하지 않아야 한다.” 이를 원자력발전소의 위험도로 환산하기 위하여 다음과 같은 개략적인 수식을 통하여 발전소의 LERF의 한계치를 도출하고 있다. 미국의 재해는 다양하지만 자동차에 의한 사고를 예를 들어 위험도를 계산하면 다음과 같다. 미국의 자동차사고의 빈도는  $5 \times 10^{-4}$ /년이며 이 값의 0.1%는  $5 \times 10^{-7}$ /년이다. 즉 원자력발전소로 인해서 발생할 수 있는 모든 위험은 이 값보다 커서는 안 된다는 것이 안전성 목표이다.

원자력발전소의 사고로 인해 피해를 입을 주민을 발전소 인근 1마일 이내에 거주하는 주민으로 한정하면 평균 위험도는 다음과 같다.

$$IREF = \sum F_i * (PWRF)_i$$

단, IREF : 개인 조기치사 위험도

$F_i$  : i번째 방사성물질 방출 빈도

$(PWRF)_i$  : i번째 방사성물질 방출 시 가중된 위험도 (1마일 이내의 인구 평균 위험도)

MACCS 코드를 사용하여 Level 3 PSA를 수행한 선행 연구결과를 보면 조기(Early)를 사고 발생 후 4시간으로 간주할 때 여러 핵종 중 I, Te이 각각 노심 초기 재고량의 약 2.5% 및 3%가 방출되면 1마일 이내에 주민 1명이 사망(조기치사)하는 것으로 나타났다. 또 다른 연구 결과에 따르면 사고 시 방사성물질이 퍼져나가는 지역을 살펴보면 방사성 물질은 원주방향의 1/(16 x 3)로 퍼져나가는 것으로 나타났다. 이상의 두 연구 결과를 보면 인구평균을 고려한 가중된 위험도 PWRF는 0.02가 된다. 그리고 LERF를 대량으로 방출된 방사선의 빈도라고 하면 IREF는 다음과 같이 표현될 수 있다.

$$IREF = LERF * PWRF$$

PWRF = 0.02일 때 IREF가  $5 \times 10^{-7}$ /년 이하가 되기 위해서는 LERF는  $2.5 \times 10^{-5}$ /년 이 되어야 하며 불확실성을 고려하여 LERF를  $1 \times 10^{-5}$ /년으로 간주한다. 따라서 Reg. Guide 1.174에서는 허용기준을 CDF는  $10^{-4}$ /년 그리고 LERF는  $10^{-5}$ /년으로 Risk-Informed Decision Making의 기본 값으로 사용하고 있다. 이 값은 조기치사 정량적 보건목표를 기준으로 도출된 값이므로 전출력 PSA(내부 및 외부사건), 정지/저출력 PSA 모두를 포함한 값이 되며 만약 정지/저출력 PSA를 수행하지 않았을 경우에는 정성적으로 안전성이 확보된다는 것을 보여야 한다.

이상과 같이 발전소의 LERF는 주민의 피해를 기반으로 하기 때문에 주민의 위험도 관점에서 출발하여야 정확하게 알 수 있으며 이런 정보는 발전소의 방사선 비상계획(몇 시간만에 주민을 대피시킬 것인가) 및 대량으로 방사선을 누출시킬만한 격납건물 파손 크기를 가지고 Level 3 PSA를 수행하여야 얻을 수 있다. 그러나 미국 대부분의 원자력발전소에서는 Level 3 PSA를 수행하지 않아 정확한 LERF를 얻을 수 없으므로 IPE 혹은 Level 2 PSA의 정보를 갖고 단순화된 방법을 이용해 LERF를 도출하여 위험도 정보 규제에 사용하고 있으며 NRC에서는 이를 인정하고 있다.

### LERF 분석 방법

미국에서는 기존의 IPE 결과와 PSA 연구 결과를 바탕으로 LERF를 계산 할 때 다음과 같은 4가지 방법이 제안되고 있다.

1. 조기 격납건물 고장 혹은 격납건물 우회사건 시 일어나는 모든 방사성물질 방출빈도
  2. 조기 격납건물 고장 혹은 격납건물 우회사건 시 관계되는 방사성물질 방출빈도의 합으로 방사성물질 I, Ce, Te가 노심 초기 재고량의 2.5%, 3%, 3% 이상 방출 사고
  3. 두 번째 방법과 같으나 방사성물질 방출 양이 10% 이상인 사고를 고려
  4. 간략한 사건수목(Headings: RCS 압력, Core Damage Arrested w/o VB, No Induced SGTR, No CV Failure at VB, No Potential for Early Fatalities)을 통한 LERF 분석
- 이상의 4가지 방법이 제안되고 있으며 각 방법에 대해서 미국의 대표 원전에 대하여 LERF를 분석한 결과 Large Dry Containment 형태의 원전에서는 방법 1과 4의 결과가 보수적인 것으로 나타났으나 그 차이는 크지 않는 것으로 나타났다.

본 연구에서는 중수로 원전의 전출력 운전 시 LERF 분석을 위해 방법 1을 이용하였다.

### 3. 분석 시 적용한 LERF 기준

국내 원전의 LERF 기준을 정의하기 위하여 Large 및 Early에 대하여 다음과 같이 검토를 실시하였다.

## Large 기준

PSA Application Guide (EPRI TR-105396, page 2-5)[3]에서는 "large"를 "involving the rapid, unscrubbed release of airborne aerosol fission products to the environment"로 정의하고 있으며 Large를 격납건물 파손 크기로 표현할 수 있다고 언급하고 있다. 이 크기는 1시간 안에 격납건물 자유체적의 누설을 야기시킬 수 있는 파손크기로 말하고 있다. 이런 크기는 대량으로 방사성물질이 누출될 만한 크기여서 사고 시 주민에게 조기치사를 유발시키기에 충분하다는 것이다. 이런 파손 크기는 발전소에서 수행하고 있는 격납건물 누설 시험을 통하여 알 수 있다. 그러나 격납건물의 누설량은 격납건물 압력에 따라 변하므로 파손크기를 정하는 데 있어서 분석 기준이 되는 압력이 필요하다. 격납건물의 압력은 사고의 종류에 따라 다르고 같은 사고라도 사고 진행과정에 따라 다르므로 격납건물 압력을 정한다는 것은 어려운 일이다. 미국의 원자력발전소 운영자 모임에서는 Large에 해당하는 격납건물 누설율을 계산할 때에 격납건물 압력은 설계압력으로 정하는 것이 바람직하다는 결론을 내렸다. 즉 Large의 크기는 격납건물 설계압력상태에서 1시간 동안 격납건물 자유체적에 해당하는 양이 누설되는 크기를 말한다.

국내에서도 Large에 대한 크기의 결정을 하기 위하여 Level 3 PSA를 통하여 조기치사를 일으키는 크기를 정하는 것은 거의 불가능하므로 현재의 기술과 지식을 바탕으로 Large에 대한 기준을 격납건물 설계압력상태에서 1시간동안 격납건물 자유체적에 해당하는 양의 누설을 야기하는 등가 파단 크기로 정하는 것이 타당할 것으로 판단된다.

## Large 크기 분석

앞에서 언급한 대로 Large의 크기는 격납건물 설계압력상태에서 1시간동안 격납건물의 1 volume에 해당하는 누설을 야기하는 크기이다. 국내 표준원전인 울진 3,4호기의 경우 Large에 대한 파단크기는 다음과 같다.

- 울진 3,4호기 격납건물 설계압력: 57 psig
- 격납건물 자유체적: 2.727 E6 (ft<sup>3</sup>)

CV broken diameter (in)	2	4	6	8	Remark
Leakage volume (SCFM)	4310.03	17240.11	38790.25	68960.44	-
x 60 min(SCF)	2.586 E5	1.034 E6	<b>2.327 E6</b>	4.138 E6	Leakage amount during 60 min

따라서 울진3,4호기(한국표준형)에서는 LERF에서 Large는 보수적으로 6 인치가 된다. 국내 전 원전에 대한 LERF를 고려할 경우 격납건물 용량이 상이하기 때문에 각 원전의 격납건물 용량에 따라 등가 배관 파단 크기를 구하고 보수적인 관점에서 최소의 배관 크기를 국내 원전 기준 LERF로 사용할 수도 있고 각 원전별로 배관 파단 크기를 계산하여 사용할 수도 있다. 미국에서는 발전소마다 발전소 고유의 분석을 통해 배관 파단 크기를

정의하여 사용하고 있으므로 국내에서도 원전별로 파단 크기를 계산하여 사용함이 바람직하다 할 수 있다.

### Early 기준

Early는 정의에 의하면 격납건물 파손 즉시 대량으로 방사선이 방출되어 조기치사를 일으키는 사고 시에 주민이 소개되지 않아 방사선에 노출되는 시간을 말한다. PSA Application Guide에서는 Early를 발전소 비상발령(비상계획)이 일어나기 전까지의 시간으로 보고 있다. 보고서에서는 노심이 용융되고 원자로 용기가 파손되고 난 후 4시간을 제시하고 있으며 이 보다 적은 값을 사용할 때에는 발전소에서 소외 방사선 비상계획이 있어 이를 정당화 할 수 있으면 새로운 값을 사용할 수 있다고 하고 있다. 웨스팅하우스 사업운영자회의에서는 비상발령 즉 “Implementing the offsite emergency plan”을 “Declaration of a general emergency”로 해석하고 있다. 또한 보고서에서는 사고가 후기 노심손상(Late Core Damage)으로 인한 방사선 누출사고는 사고 진행이 느리므로 Early Release에 포함되지 않는다고 언급하고 있다. 미국 원자력발전소에서는 LERF 분석 시 Early를 4시간으로 간주하고 있다.

### Early 분석

국내에 Early를 결정하기 위하여 발전소 비상계획서를 살펴보면 다음과 같다. 사고 시 비상계획에 의거하면 백색발령 1시간 내 비상기술지원실(운전지원실 및 운영지원실)이 설치 운영되도록 되어있고 적색발령 1시간 이내에 발전소 비상대책본부 전 조직이 설치되어 운영되도록 되어 있다. 중대사고가 발생하면 백색발령 및 적색발령의 조건에 도달하므로 사고발생 1시간이내에 비상대책본부 전 조직이 구성이 되어 가동이 된다. 그리고 주민보호 조치는 IAEA Safety Series No. 72[4]에 의거하여 전신 피폭기준으로 대피는 5 ~ 50 mSv, 소개는 50 ~ 500 mSv(이 방사선 피폭량은 조기치사를 일으킬만한 크기는 아님)으로 정해져 있어 중대사고로 대량으로 방사선이 누출되기 이전에 주민이 소개된다. 따라서 중대사고 발생 후 4시간은 주민의 소개에 충분한 시간이라고 볼 수 있다.

중대사고 중 대량으로 방사성물질이 누출되는 사고인 격납건물 우회사고(증기발생기 전 열관 파단사고(SGTR) 등) 사고가 발생하면 바로 발전소에서 방사능이 누출되어 방사성 물질 누출이 확인될 수 있으므로 신속히 비상계획을 발령할 수 있다. 따라서 주민의 보호 조치는 사고초기부터 가능하므로 4시간 기준 적용은 보수적으로 볼 수 있다. 이상과 같이 국내의 비상계획에 의해 Early에 대한 기준을 4시간으로 정하는 것이 타당하다 할 수 있다 (그러나 보수적으로 24시간으로 정할 수도 있다). 결론적으로는 Early에 대한 개념은 사고가 발생한 후 주민의 소개되기 전까지 4시간 (혹은 보수적으로 24시간) 동안 방사선에 의해 주민이 피폭된다는 것이다.

## 4. 중수로 LERF 분석

중수로의 경우, 격납건물 1차 손상은 칼란드리아 탱크 손상 이전 시점에 발생하는 손상으로서 사고 발생 후 약 1일(경수로의 1차 손상은 약 4시간)이 경과한 후에 발생하는 것으로 분석되었다. 그리고 격납건물 2차 손상은 칼란드리아 탱크 손상 시점 혹은 손상 이후 시점에 발생하는 손상으로서 사고 발생 후 약 1.5일 이후에 발생하는 것으로 분석되었다. 따라서 본 연구에서는 조기 격납건물 파손(Early Containment Failure)에 의한 LERF는 고려하지 않았다. 참고로 국내 가압중수로 원전의 경우 조기 격납건물 파손의 LERF에 대한 기여도는 매우 낮은 것으로 분석되었다.

본 연구에서 보수적으로 격납건물 파손사고가 발생하면 대량의 방사성물질이 외부로 누출된다고 보면 이런 사고에는 격납건물 우회사고 및 노심손상 시 격납건물 격리실패 사고가 있다. 즉 노심손상이 발생되고 격납건물 격리가 실패되면 모두 LERF라고 보는 것이다. 여기에서 고려해야 할 사항은 격납건물 격리실패(Containment Isolation Failure) 사고이다. Level 1 PSA에서는 격납건물 격리실패 사고가 고려되지 않았으므로 LERF 분석 시 이를 추가로 분석하였다.

먼저 가압중수로 원전 2단계 PSA 모델[5]에서 격납건물 우회사고로는 단일 및 다중 증기발생기 세관 파단사고(각각의 초기사건 명은 IE-SGTR 및 IE-BMTR1)가 고려되었다. 그리고 이러한 우회사고 발생 시 방사성물질이 격납건물을 우회하여 바로 대중에게 누출될 수 있으므로 본 사고로 인한 노심손상빈도가 바로 대량조기방출빈도가 된다고 할 수 있다. 본 연구에서 중수로 원전 격납건물 우회사고로 인한 LERF는  $1.06 \times 10^{-7}$ /년으로 분석되었다.

다음으로 격납건물 격리실패 사고의 분석을 위해서 격납건물 우회사고를 제외한 나머지 초기사건들의 발생 시 노심손상빈도에 이르게 하는 최소단절집합과 격납건물 격리실패를 유발하는 최소단절집합을 "AND" 조건으로 연결해 부울리안 논리를 정량화하도록 PSA 모델을 변경하였다. 이러한 과정을 거쳐 격납건물 격리실패 사고로 인한 LERF는  $2.19 \times 10^{-7}$ /년으로 분석되었다. 상기의 분석 결과에 의거해 중수로 원전의 전출력 운전 시 LERF는  $3.25 \times 10^{-7}$ /년으로 산출되었으며, 표 1과 표 2에 각각 LERF에 기여한 중요도 분석 결과 및 최소단절집합 목록이 정리되어 있다.

## 5. 결 론

본 논문에서는 위험도 정보 활용을 위한 주요 인자로 사용되고 있는 LERF에 대하여 그 도입 배경 및 분석방법들에 대해 기술하였다. 그리고 국내 원전 PSA 수행결과를 바탕으로 LERF에 대한 적용 기준을 설정한 후, 이를 중수로에 대해 적용하여 중수로 원전의 전출력 운전 시 LERF를 평가하였다. 평가 결과, 격납건물 우회사고로 인한 LERF는  $1.06 \times 10^{-7}$ /년, 격납건물 격리실패 사고로 인한 LERF는  $2.19 \times 10^{-7}$ /년으로 각각 정량화되어 총 LERF는 이 두 빈도를 합한  $3.25 \times 10^{-7}$ /년으로 분석되었다.

본 연구를 수행한 배경은 다음과 같다: 현재 중수로 표준운영기술지침서를 개발하면서 허용정지시간 및 점검주기의 기술배경을 확립하는데 있어 위험도 정보를 적용하는 연구를 수행 중에 있다. 이 때 위험도 정보로서 다루어지는 인자 중의 하나가 LERF이기 때문에 가압중수로 원전 2단계 PSA 모델을 이용해 허용정지시간/점검주기 변경 시 LERF를 자동으로 계산할 수 있도록 정량화파일을 작성하였고, 이를 이용해 Base Case에 대한 평가를 수행한 결과를 본 논문에 제시한 것이다. 따라서 본 연구의 의의로서는 중수로 원전의 PSA 모델 변경 시 LERF를 신속하고 정확하게 정량화할 수 있게 되었다는 점을 들 수 있다.

### 참고문헌

1. USNRC, "Use of Probabilistic Risk Assessment methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement," Federal Register: Volume 60, Number 158, August 16, 1995.
2. USNRC, "An Approach for Using PRA in Risk-Informed Decision on Plant Specific Changes to the Licensing Basis," Reg. Guide 1.174, 1998.
3. EPRI, "PSA Application Guide," TR-105396.
4. IAEA Safety Series No. 72.
5. 한전전력연구원, "가압 중수로 원전 2단계 확률론적 안전성 평가," TR.93NJ10.97.67-2, 1997.

표 1. 중요도 분석 결과 (중수로 원전 LERF)

no	event	mean	f-v	rrw	raw	pd
1	IE-SGTR	1.00E-03	0.3172	1.4645	317.85	0.0001
2	3614MSSV-&CCF-FC	2.69E-04	0.2716	1.3728	1010.29	0.0003
3	IE-IA	9.72E-02	0.23	1.2988	3.14	0
4	2160HV9-----ZH	5.88E-02	0.2033	1.2552	4.25	0
5	OMRS1	2.13E-01	0.1875	1.2307	1.69	0
6	3461PV7--&VGCCFC	2.68E-03	0.1116	1.1257	42.56	0
7	OR-PHT-D	5.00E-01	0.0961	1.1063	1.1	0
8	IE-SW	1.08E-01	0.0918	1.101	1.76	0
9	7314PV190!CCF2FO	4.07E-04	0.0884	1.097	218.22	0.0001
10	IE-DCC	3.50E-01	0.0881	1.0966	1.16	0
11	OEWS2B	9.48E-02	0.0854	1.0934	1.82	0
12	3620-OP-LCV---ZH	6.75E-02	0.0735	1.0793	2.01	0
13	6640-CONFAL-DCC	9.59E-04	0.0724	1.0781	76.46	0
14	OR-N2-FW	3.30E-02	0.0675	1.0724	2.98	0
15	3461PV41-&VGCCFC	2.68E-03	0.0619	1.0659	24.03	0
16	OMSSV1	1.55E-03	0.0606	1.0645	40.04	0
17	OR-N2-FW-D	5.00E-01	0.0606	1.0645	1.06	0
18	OEWS1E	2.87E-01	0.0538	1.0569	1.13	0
19	51043T1--!TXSBFF	5.28E-04	0.0498	1.0524	95.32	0
20	4323P104-&PHC2FS	1.07E-02	0.0477	1.0501	5.42	0
21	3341TCV12&VGCCFC	3.35E-02	0.0442	1.0463	2.28	0
22	3341TCV11&VGCCFC	3.35E-02	0.0442	1.0463	2.28	0
23	3341PM1--&MVCEFS	1.69E-01	0.0441	1.0461	1.22	0
24	IE-ESCB	4.20E-04	0.0436	1.0455	104.67	0
25	3341PM2--&MVCEFS	1.69E-01	0.043	1.0449	1.21	0
26	OEWS-ECCHX	7.34E-02	0.0427	1.0446	1.54	0
27	IE-MSL3	2.00E-01	0.0399	1.0415	1.16	0
28	OSD2B-EW1E	8.46E-02	0.037	1.0385	1.4	0
29	RESCL4	6.20E-01	0.0365	1.0378	1.02	0
30	IE-CL4	6.60E-02	0.0365	1.0378	1.52	0
31	OCC1	1.20E-02	0.0363	1.0377	3.99	0
32	5561BUYA-!BU1JFF	1.01E-05	0.0336	1.0348	3327.58	0.0011
33	7314PV112!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
34	7314PV34-!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
35	7314PV290!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
36	7314PV910!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
37	7314PV12-!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
38	7314PV312!CCF2FO	1.67E-04	0.0332	1.0344	200.07	0.0001
39	5561BUYC-!BU1JFF	1.01E-05	0.0328	1.0339	3246.15	0.0011
40	3341P-ALL&CCF2FS	1.11E-02	0.0323	1.0334	3.88	0
41	3620LV12#&CCF2FO	5.79E-05	0.0312	1.0322	539.95	0.0002
42	3620LV34-&CCF2FO	5.79E-05	0.0312	1.0322	539.95	0.0002
43	OSD2C-EW1C	1.82E-03	0.03	1.0309	17.46	0
44	IE-FWPV	2.05E-01	0.03	1.0309	1.12	0
45	IE-SL	1.05E-02	0.0287	1.0296	3.71	0
46	OPTHT	1.31E-02	0.0276	1.0284	3.08	0
47	3333PV13-&VYCBFC	3.09E-02	0.0272	1.0279	1.85	0
48	5211SG1--&GD3EFS	5.00E-02	0.025	1.0256	1.47	0
49	5211SG2--&GD3EFS	5.00E-02	0.0233	1.0239	1.44	0
50	4323PM104&MHDEFS	5.99E-03	0.0233	1.0238	4.87	0

표 2. 최소단절집합 목록 (중수로 원전 LERF)

no	value	f-v	acc	cut sets			
1	5.73E-08	0.1765	0.1765	3614MSSV-&CCF-FC	IE-SGTR	OMRS1	
2	1.01E-08	0.0311	0.2076	5561BUYC-!BU1JFF	IE-SGTR		
3	1.01E-08	0.0311	0.2388	5561BUYA-!BU1JFF	IE-SGTR		
4	8.31E-09	0.0256	0.2644	3614MSSV-&CCF-FC	3333PV13-&VYCBFC	IE-SGTR	
5	8.06E-09	0.0248	0.2892	2160HV9-----ZH OMSSV1	OSD2C-EW1C	IE-IA	OR-N2-FW-D
6	5.61E-09	0.0173	0.3065	3461PV7--&VGCCFC OR-N2-FW	3341P-ALL&CCF2FS	2160HV9-----ZH	IE-IA
7	5.45E-09	0.0168	0.3233	2160HV9-----ZH	OSD1-EW4	IE-IA	OR-N2-FW
8	2.97E-09	0.0091	0.3324	3620-OP-LCV---ZH 2160HV9-----ZH	6640-CONF-FAIL-DCC IE-IA	OEWS2B	OSDC2B
9	2.97E-09	0.0091	0.3415	3620-OP-LCV---ZH 3341PM1--&MVCEFS	6640-CONF-FAIL-DCC 2160HV9-----ZH	OEWS2B OR-PHT-D	IE-IA
10	2.97E-09	0.0091	0.3507	3620-OP-LCV---ZH 3341PM2--&MVCEFS	6640-CONF-FAIL-DCC 2160HV9-----ZH	OEWS2B OR-PHT-D	IE-IA
11	2.69E-09	0.0083	0.359	3614MSSV-&CCF-FC	IE-BMTR		
12	2.15E-09	0.0066	0.3656	5561555A-!BU1JFF	IE-SGTR	OMRS1	
13	2.05E-09	0.0063	0.3719	7314PV190!CCF2FO	IE-ESCB	OCC1	
14	1.96E-09	0.006	0.3779	3461PV7--&VGCCFC OR-N2-FW	3341MVAL&CCF2FO	2160HV9-----ZH	IE-IA
15	1.57E-09	0.0048	0.3828	OEWS1C IE-IA	3341PM1--&MVCEFS OR-N2-FW-D	2160HV9-----ZH OMSSV1	OR-PHT-D
16	1.57E-09	0.0048	0.3876	OEWS1C IE-IA	3341PM2--&MVCEFS OR-N2-FW-D	2160HV9-----ZH OMSSV1	OR-PHT-D
17	1.56E-09	0.0048	0.3924	OEWS4 OR-N2-FW	3341P-ALL&CCF2FS	2160HV9-----ZH	IE-IA
18	1.32E-09	0.0041	0.3965	5211SG1--&GD3EFS	5211SG2--&GD3EFS	51043T1--!TXSBFF	IE-SGTR
19	1.30E-09	0.004	0.4005	3614MSSV-&CCF-FC	3811V5---~VDABOH	IE-SGTR	
20	1.30E-09	0.004	0.4045	3614MSSV-&CCF-FC	3811V32--~VDAAOH	IE-SGTR	
21	1.30E-09	0.004	0.4085	3614MSSV-&CCF-FC	3811V6---~VDABOH	IE-SGTR	
22	1.17E-09	0.0036	0.4121	3620-OP-LCV---ZH 3341TCV11&VGCCFC	6640-CONF-FAIL-DCC 2160HV9-----ZH	OEWS2B IE-IA	
23	1.17E-09	0.0036	0.4158	3620-OP-LCV---ZH 3341TCV12&VGCCFC	6640-CONF-FAIL-DCC 2160HV9-----ZH	OEWS2B IE-IA	
24	1.15E-09	0.0035	0.4193	3614MSSV-&CCF-FC	7314PV190!CCF2FO	IE-SL	
25	9.13E-10	0.0028	0.4221	3614MSSV-&CCF-FC	333313W2-&VYDAFC	IE-SGTR	
26	9.06E-10	0.0028	0.4249	5211SG1--&GD3EFS	5211SG2--~GD3EMA	51043T1--!TXSBFF	IE-SGTR
27	9.06E-10	0.0028	0.4277	5211SG1--~GD3EMA	5211SG2--&GD3EFS	51043T1--!TXSBFF	IE-SGTR
28	8.42E-10	0.0026	0.4303	7314PV12-!CCF2FO	IE-ESCB	OCC1	
29	8.42E-10	0.0026	0.4329	7314PV112!CCF2FO	IE-ESCB	OCC1	
30	8.42E-10	0.0026	0.4355	7314PV312!CCF2FO	IE-ESCB	OCC1	