

## 가압경수로 안전주입계통 최적화를 위한 LBLOCA 영향 고찰

정재훈, 이상중, 권태순, 반창환, 황순택

한국원자력연구소

### 요 약

울진 3,4호기 안전주입계통의 용량 변화가 가상적인 대형파단 냉각재상실사고 거동에 미치는 현상을 파악하여 이를 후속호기 계통설계 및 사고해석을 위한 안전주입계통의 최적화에 활용하고자 하였다. 본 논문에서 해석은 USNRC 가 승인한 ABB-CE 평가 모델을 적용하여 수행하였으며, 이의 결과 대형파단 사고시 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄였을 때에도 경수로용 비상노심냉각계통 허용기준<sup>(1)</sup>을 만족하였다. 또한 저압 안전주입계통을 고려하지 않았을 경우, 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 60%, 고압 안전주입유량을 울진 3,4호기의 175% 로 가정했을 때 경수로용 비상노심냉각계통 허용기준을 만족함을 확인하였다.

### 1. 서론

#### 1.1 배경

울진 3,4호기의 노심출력은 ABB-CE 사의 System 80 발전소를 참조하여 설계한 영광 3,4호기와 같이 System 80 발전소의 75% (3800 MWt vs. 2815 MWt) 에 해당하지만 안전주입계통 용량은 같다는데 주안점을 두고 울진 3,4호기 안전주입계통 용량을 변화시킬 때의 대형냉각재상실사고에 대한 민감도를 해석하게 되었다. 본 논문에서는 우선 ABB-CE의 대형파단 냉각재상실사고에 대한 평가모델을 설명하고 안전주입계통 주요변수 및 초기조건, 그리고 안전주입계통 용량 변화의 민감도 해석결과를 기술하고자 한다.

#### 1.2 평가 모델

본 논문의 계산은 미국 원자력규제위원회로부터 승인받은 ABB-CE 사의 대형파단 냉각재상실사고 (Large Break LOCA) 평가모델<sup>(2)</sup> 을 사용하여 수행하였다. 이 모델에서는, CEFASH-4A<sup>(3)</sup> 및 COMPERC-II<sup>(4)</sup> 전산 프로그램은 각각 취출 단계와 재관수 기간동안의 원자로냉각재계통의 열수력학적 거동을 계산하는데 사용된다. 이 두 프로그램으로부터 결정된 노심의 유동 및 열 역학적 변수들은 STRIKIN-II<sup>(5)</sup> 전산 프로그램의 입력으로 사용되며 이 프로그램은 고온 핵연료봉의 피복재 온도거동과 피복재 산화도를 계산하는데 사용된다. 이들 각 전산 프로그램들을 이용한 해석절차와 적용방법은 참고문헌 2 에 기술되어있다.

#### 1.3 안전주입계통 변수 및 초기조건

울진 3,4호기 안전주입계통은 두 대의 고압안전주입펌프 (HPSIP) 와 두 대의 저압안전주입펌프 (LPSIP) 및 네 개의 안전주입탱크 (SIT) 로 이루어져있다. 각 고압안전주입펌프는 네개의 저온관 (Cold Leg) 에 각각 주입되는 반면 각 저압안전주입펌프는 각각 두 개의 저온관으로 주입된다. 또한 각 안전주입탱크는 각각 한 개의 저온관으로 주입된다. 고압안전주입펌프와 저압안전주입펌프는 가압기 저압 혹은 격납건물 고압에 의해 발생하는 안전주입작동신호 (SIAS) 에 의해 자동적으로 주입된다. 안전주입탱크는 원자로냉각재계통 압력이 안전주입탱크 압력 이하로 떨어질 때 자동적으로 방출된다. 대형파단 해석에서는 격납건물로의 안전주입수의 누출과 안전주입계통에

대한 최악의 단일고장을 보수적으로 선택한다. 대형파단 해석에서의 안전주입계통에서 일어날 수 있는 최악의 단일고장은 아무 고장이 없는 것이 가장 보수적으로 판명되었다. 이는 안전주입계통에 아무 고장이 없으면 격납건물로 누출되는 안전주입수가 최대가 되어 격납건물 압력이 최소가 되고 이로 인하여 노심의 재관수율도 최소화되기 때문이다. 안전주입량을 최소화하는 단일고장이 최악의 조건이 아닌 이유는 이러한 조건하에서도 유량은 원자로 하향유로(downcomer)의 수위를 저온관노즐까지 채워 유지할수 있을만큼 충분하여 노심을 재관수시키는 추진력은 똑 같이 유지되지만 격납건물로의 누출은 적어지기 때문이다. 모든 안전주입펌프에 의한 안전주입수는 재관수 시작 시점에서 주입되도록 모사하였고 펌프트출관 파단인 경우 파단된 토출관으로 주입되는 안전주입수는 모두 격납건물로 누출된다고 가정하였다.

#### 1.4 해석 범위

먼저 울진 3,4호기의 최악의 파단인 펌프트출관에서의 0.6 x 양단순시파단에 대하여 안전주입 펌프유량이 100% 일 때 울진 3,4호기 안전주입탱크의 용량에 대한 민감도 해석을 수행 (각각 울진 3,4호기 안전주입탱크용량의 100%, 85%, 75%, 60%, 50% 및 40%) 하였다. 그리고, 안전주입탱크 용량 60% 에 대한 스펙트럼 분석 (펌프트출관에서의 1.0x, 0.8x, 0.6x, 0.4x 양단순시파단) 을 수행하였다. 다음으로는 저압안전주입펌프를 제거하고, 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 60% 로 고정시킨채 고압안전주입펌프 유량을 울진 3,4호기의 120%, 150%, 175%, 200% 로 변화시키면서 펌프트출관에서의 0.6 x 양단순시파단에 대하여 해석을 수행하였다.

## 2. 본론

### 2.1 안전주입탱크 용량이 대형파단 냉각재상실사고에 미치는 효과

대형파단 냉각재상실사고 (Large Break LOCA) 는 소형파단 냉각재상실사고에 비해 안전주입탱크 용량 변화에 민감하다. 그이유는 대형파단 냉각재상실사고시 원자로냉각재계통의 압력 강하가 급격히 일어나 안전주입탱크의 안전주입수 주입이 안전주입펌프 주입이전까지 노심 재충수에 큰 역할을 담당하고, 안전주입탱크 용량에 따라 격납건물로의 안전주입수 누출량이 변하게되어 격납건물 압력에 영향을 주기 때문이다. 대형파단 냉각재상실사고시 최대피복재온도에 가장 큰 영향을 미치는 변수중 하나는 노심의 재관수율이다. 노심의 재관수율은 원자로용기 하향유로의 수위와 격납건물압력에 의해 크게 영향을 받는다. 민감도 분석결과, 안전주입탱크의 용량을 50% 까지 감소시켜도 유량은 원자로용기 하향유로의 수위를 저온관 노즐까지 채워 유지시켜 (그림 1) 노심을 재관수시키는 추진력은 똑같이 유지한다. 그리고, 안전주입탱크 용량이 줄어들수록 격납건물로의 누설이 줄어들어 재관수율의 중요한 변수인 격납건물 압력이 높아지게 되고 (그림 2) 노심의 재관수율이 좋아지게 된다 (그림 3). 이로인해 표 2에서 나타난 것과 같이 안전주입탱크 용량을 100% 에서 50% 까지 점차적으로 줄였을 때 최대피복재온도는 2163 °F 에서 2101 °F 까지 (그림 4), 최대피복재산화도는 8.048% 에서 6.552% 까지 점차적으로 낮아졌다. 안전주입탱크 용량이 40% 일 경우, 재관수초기에 원자로용기 하향유로의 수위가 저온관 노즐까지 채우지 못하고 떨어짐을 그림 1에서 볼 수 있다. 이는 안전주입탱크 용량이 원자로 하향유로를 저온관 노즐까지 채울만큼 충분치 못해 안전주입펌프 주입이 시작되기전에 안전주입탱크가 고갈되어 발생하는 현상이다. 즉, 재관수 초반에 안전주입수가 부족하여 재관수율이 작기 때문에 안전주입탱크용량 50% 에 비해 최대피복재온도가 55 °F 증가하게 되었다. 이상으로 볼 때 안전주입탱크 용량이 50% 일 때 최적화로 볼수있으나 이때에는 저압안전주입펌프의 지연시간 50초 이전에 안전주입탱크가 고갈되므로 안전주입탱크가 지연시간 50초까지 고갈되지 않은 울진 3,4호기 안전주입탱크용량의 60% 를 안전주입탱크 최적용량으로 선택하게 되었다. 안전주입탱크의 각 용량에 대한 주요 해석결과들은 표 2에 기술하였다.

## 2.2 스펙트럼 분석 결과

위에서 선택한 안전주입탱크 용량 60% 에 대하여 스펙트럼 분석을 펌프토출관에서 1.0x, 0.8x, 0.6x, 그리고 0.4x 양단순시파단 해석을 통하여 수행하였다. 스펙트럼 분석 결과, 울진 3,4호기 FSAR 해석시의 최악의 파단인 펌프 토출관에서 0.6x 양단순시파단이 최대피복재온도 2107 °F, 최대피복재산화도 6.706% 로 최악의 파단임을 알 수 있었다. 스펙트럼 분석 결과는 표 3에 기술되어 있다.

## 2.3 저압안전주입펌프를 제거하였을 때 고압안전주입펌프 주입용량이 대형파단 냉각재상실사고에 미치는 효과

대형파단 냉각재상실사고시 안전주입탱크의 주입이 먼저 이루어지고 지연시간 30초인 고압안전주입펌프, 지연시간 50초인 저압안전주입펌프 주입이 차례로 이루어진다. 하지만 정상운전시 이러한 안전주입계통들은 사용되지 않으므로 유지 보수에 어려움이 따른다. 또한 저압안전주입펌프보다 빨리 주입되는 고압안전주입펌프의 주입용량이 충분하다면 저압안전주입펌프를 제거하여도 안전한 노심냉각이 이루어질 수 있다. 이러한 이유로 고압안전주입펌프 용량 변화에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 민감도 분석은 안전주입탱크 용량을 위에서 선택한 울진 3,4호기의 60% 로 고정시킨채 고압안전주입펌프의 용량을 울진 3,4호기의 120%, 150%, 175% 및 200% 로 변화시키면서 펌프토출관에서 0.6x 양단순시파단에 대하여 수행하였다. 고압안전주입펌프 용량이 120% 와 150% 일 경우, 원자로용기 하향유로의 수위 (그림 5) 와 노심재관수 양 (그림 6) 이 현저히 낮아 최대피복재온도가 제한치인 2200 °F 를 초과할 것으로 고려되었다. 고압안전주입펌프 용량이 175% 일 경우, 재관수초기에 안전주입탱크의 고갈로 원자로용기 하향유로의 수위가 떨어지나 고압안전주입펌프에 의해 점차 수위가 회복되어 보통의 최대피복재온도 발생시점인 300초 부근에서는 저온관 노즐까지 채워 유지됨을 알 수 있고 (그림 5) 노심 재관수 양도 울진 3,4호기와 비슷하였다 (그림 6). 해석결과, 최대피복재온도는 2159 °F, 최대피복재산화도는 7.982% 로 경수로용 비상노심냉각계통 허용 기준을 만족하였다. 고압안전주입펌프 용량이 200% 일 경우, 175% 일 때보다 원자로용기 하향유로의 수위회복이 빠르고 (그림 5), 노심재관수 양도 많음을 알 수 있다 (그림 6). 즉, 안전주입탱크 용량이 울진 3,4호기의 60% 일 때, 저압안전주입펌프를 제거하더라도 고압안전주입펌프의 용량이 울진 3,4호기의 175% 이상이면 경수로용 비상노심냉각계통 허용기준을 만족함을 알 수 있다.

## 3. 결론

대형파단 냉각재상실사고시 울진 3,4호기에 대하여 안전주입탱크 용량의 민감도 분석 결과 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄여도 경수로용 비상노심냉각계통 허용기준을 만족하였다. 그리고 안전주입탱크 용량을 60% 까지 줄였을 때의 스펙트럼 분석 결과 가장 제한적인 파단은 울진 3,4호기와 마찬가지로 펌프토출관에서의 0.6x 양단순시파단이었다. 안전주입탱크 용량을 60% 로 감소시킨채 저압안전주입펌프를 제거하였을 경우, 고압안전주입펌프 용량을 울진 3,4호기의 175% 이상으로 늘리면 경수로용 비상노심냉각계통 허용기준을 만족하였다. 위의 결과를 적절히 활용한다면 후속호기에서 안전주입계통의 최적화에 큰 도움이 될것으로 판단된다.

**표 1**

주요계통 변수 및 초기조건 (울진 3,4호기 기준)

원자로 출력 (정격 출력의 102%)	2871 MWt
고온연료봉의 첨두 선출력 생성율 (PLHGR)	13.9 kw/ft
노심유량	117.9 x 10 <sup>6</sup> lb/hr
원자로냉각계통 압력	2250 psia
안전주입탱크 압력	585 psia
안전주입탱크 기체/액체 체적	610/1790 ft <sup>3</sup>
안전주입탱크 온도	120 °F (48.9 °C)

**표 2**  
 펌프토출관에서의 0.6x 양단순시파단시 안전주입계통(SIS) 용량변화에 따른  
 최대 피복재온도(PCT) 및 주요 결과

SIS Volume	TAD <sup>1)</sup> , sec	Reflood Starting Time, sec	SIT <sup>2)</sup> Empty Time, sec	PCT <sup>3)</sup> , °F	PCT Time, sec	PLO <sup>4)</sup> , %
SIT 100%*	24.226	31.046	77.176	2163	284	8.048
SIT 85%*	24.594	31.724	68.714	2141	283	7.575
SIT 75%*	24.916	32.316	63.086	2132	295	7.371
SIT 60%*	25.536	33.506	54.716	2107	290	6.706
SIT 50%*	26.186	34.726	49.226	2101	288	6.552
SIT 40%*	27.113	36.483	43.893	2155	277	7.886
SIT 60% + HPSI 175%**	25.536	33.506	54.716	2159	282	7.982

\* 올진 3,4호기 안전주입탱크(SIT) 용량 기준, 고압 및 저압안전주입펌프 (HPSI, LPSI) 용량은 올진 3,4호기의 100%

\*\* 고압안전주입펌프 용량은 0%

1) Time of Annulus Downflow

2) Safety Injection Tank (안전주입탱크)

3) Peak Cladding Temperature (최대피복재온도)

4) Peak Local cladding Oxidation (최대피복재산화도)

**표 3**  
 안전주입탱크용량 60%\* 에 대한 펌프토출관에서의 양단순시파단 스펙트럼 분석결과

	1.0 x DEG/PD <sup>1)</sup>	0.8 x DEG/PD	0.6 x DEG/PD	0.4 x DEG/PD
TAD <sup>2)</sup> , sec	23.606	24.127	25.536	29.760
Reflood Starting Time, sec	31.946	32.287	33.506	37.630
SIT <sup>3)</sup> Empty Time, sec	51.366	52.577	54.716	59.25
PCT <sup>4)</sup> , °F	2095	2100	2107	2084
PCT Time, sec	291	291	290	280
PLO <sup>5)</sup> , %	6.438	6.554	6.706	6.232

\* 올진 3,4호기 안전주입탱크(SIT) 용량 기준, 고압 및 저압안전주입펌프 용량은 올진 3,4호기의 100%

1) Double Ended Guillotine Break/Pump Discharge Leg (펌프토출관에서의 양단순시파단)

2) Time of Annulus Downflow

3) Safety Injection Tank (안전주입탱크)

4) Peak Cladding Temperature (최대피복재온도)

5) Peak Local cladding Oxidation (최대피복재산화도)

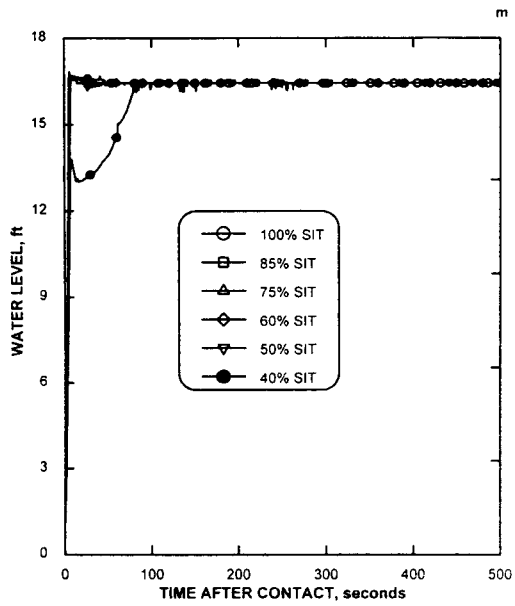


그림 1 안전주입탱크 용량변화에 따른 원자로용기 하향유로 수위 변화 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

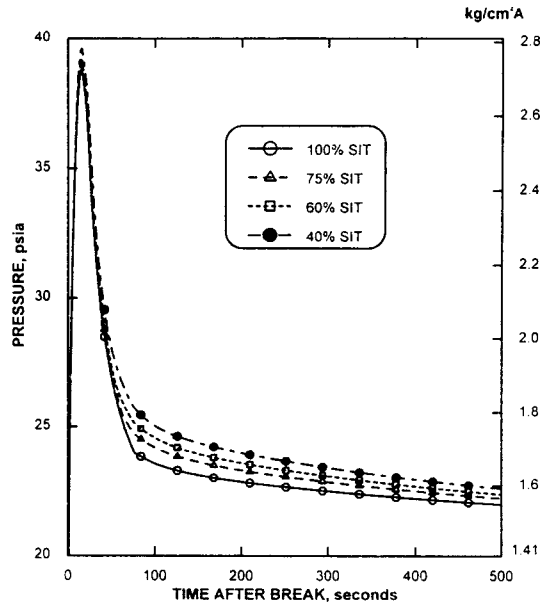


그림 2 안전주입탱크 용량변화에 따른 격납건물 압력 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

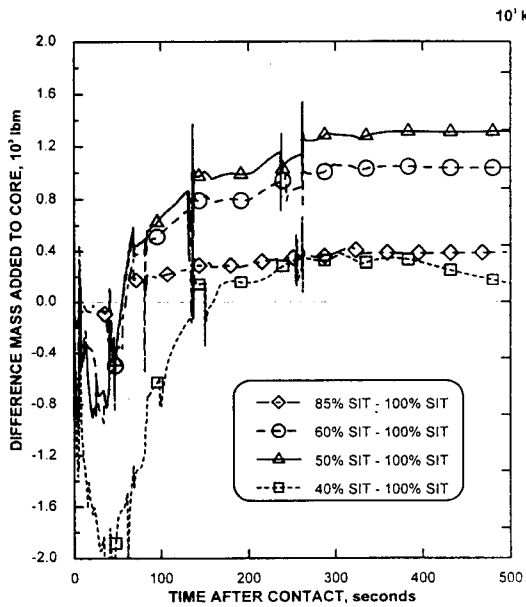


그림 3 안전주입탱크 용량변화에 따른 울진 3,4호기 대비 노심 재관수량 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

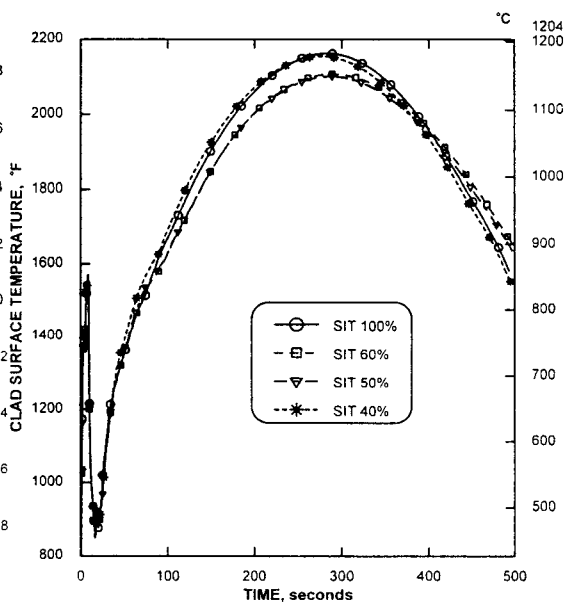


그림 4 안전주입탱크 용량변화에 따른 최대피복재온도 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

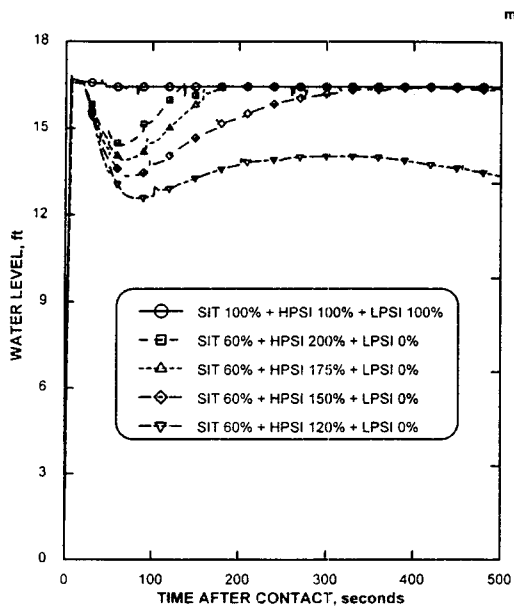


그림 5 고압안전주입펌프 용량변화에 따른 원자로용기 하향유로 수위 변화 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

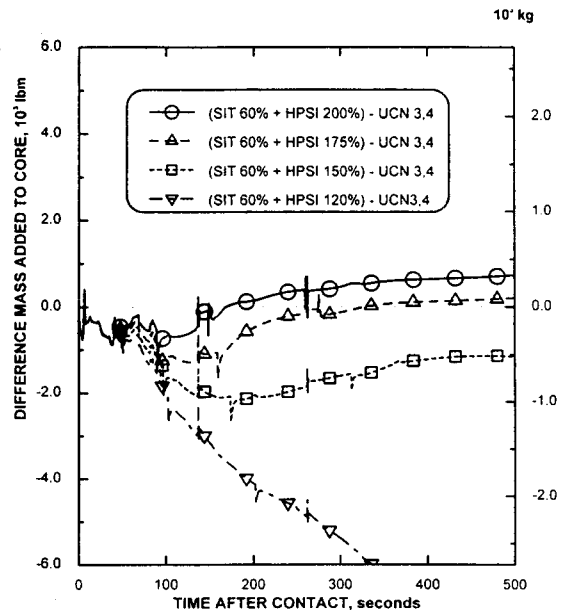


그림 6 고압안전주입펌프 용량변화에 따른 울진 3,4호기 대비 노심 재관수량 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

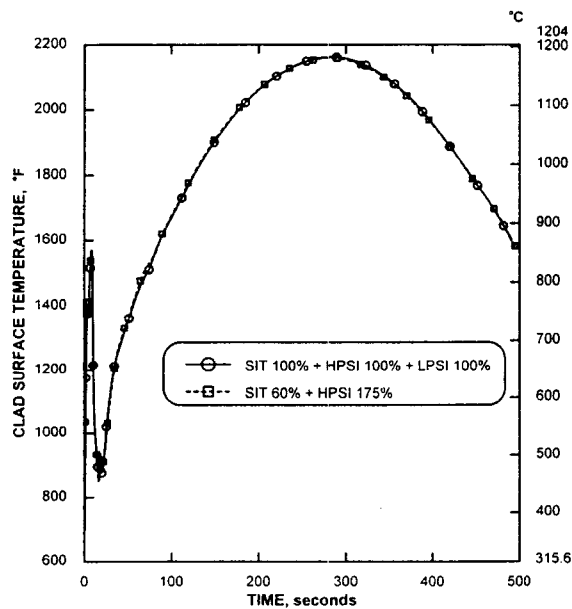


그림 7 고압안전주입펌프 용량변화에 따른 최대피복재온도 (울진 3,4호기 기준, 0.6X DEG/PD)

참고문헌

1. "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water-Cooled Nuclear Power Reactors", Federal Register, Vol.39, No. 3, Friday, January 4, 1974.
2. CENPD-132P, "Calculative methods for the C-E Large Break LOCA Evaluation Model", August, 1974.  
CENPD-132P, Supplement 1, "Calculative methods for the C-E Large Break LOCA Evaluation Model", February, 1975.  
CENPD-132P, Supplement 2-P, "Calculative methods for the C-E Large Break LOCA Evaluation Model", July, 1975.  
CENPD-132P, Supplement 3-P, "Calculative methods for the C-E Large Break LOCA Evaluation Model for the Analysis of C-E and W designed NSSS", June, 1985.
3. CENPD-133P, "CEFLASH-4A, A FORTRAN IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis", August, 1974.  
CENPD-133P, Supplement 2, "CEFLASH-4A, A FORTRAN IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis (Modifications)", February, 1975.  
CENPD-133, Supplement 4-P, "CEFLASH-4A, A FORTRAN IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis", April, 1977.  
CENPD-133P, Supplement 5-P, "CEFLASH-4A, A FORTRAN IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis", June, 1985.
4. CENPD-134P, "COMPERC-II, A Program of Emergency Refill-Reflood of the Core" August, 1974.  
CENPD-134P, Supplement 1, "COMPERC-II, A Program of Emergency Refill-Reflood of the Core (Modification)", February, 1975.  
CENPD-134P, Supplement 2, "COMPERC-II, A Program of Emergency Refill-Reflood of the Core", June 1985.
5. CENPD-135P, "STRIKIN-II, A Cylindrical Geometry Fuel Rod Heat Transfer Program", August, 1974.  
CENPD-135P, Supplement 2, "STRIKIN-II, A Cylindrical Geometry Fuel Rod Heat Transfer Program (Modification)", February, 1975.  
CENPD-135P, Supplement 4-P, "STRIKIN-II, A Cylindrical Geometry Fuel Rod Heat Transfer Program", August, 1976.  
CENPD-135P, Supplement 5-P, "STRIKIN-II, A Cylindrical Geometry Fuel Rod Heat Transfer Program", April, 1977.