

가압경수로 안전주입계통 최적화를 위한 SBLOCA 영향 고찰

이남호, 허재영, 배규환, 이상중, 황순택
한국원자력연구소

요 약

울진 3,4호기 안전주입계통의 용량 변화가 가상적인 소형냉각재상실사고 거동에 미치는 민감도 해석을 수행하여 이를 System 80 설계발전소의 CESSAR-F 와 비교함으로써 후속호기 계통설계 및 사고해석을 위한 안전주입계통의 최적화에 활용코자 하였다. 본 논문에서 해석은 USNRC 가 승인한 ABB-CE 평가 모델을 적용하여 수행하였으며, 이의 결과 소형 파단 사고시 안전주입탱크의 용량 및 고압 안전주입유량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄였을 때에도 경수로용 비상노심냉각계통 허용 기준⁽¹⁾을 만족함을 확인하였다.

1. 서론

1.1 배경

울진 3,4호기는 ABB-CE 사의 System 80 발전소를 참조하여 설계한 영광 3,4호기와 같이 노심 출력은 System 80 발전소의 75% (3800 MWt vs. 2815 MWt) 에 해당하지만 안전주입계통 용량은 같다는데 주안점을 두고 울진 3,4호기 안전주입계통 용량을 줄일 때의 소형냉각재상실사고에 대한 민감도를 해석하게 되었다. 본 논문에서는 우선 ABB-CE의 소형냉각재 상실사고에 대한 평가 모델을 설명하고 안전주입계통 주요 변수 및 초기조건, 그리고 각 파단크기에 대한 안전주입계통 용량 변화의 민감도 해석결과를 기술코저한다.

1.2 평가 모델

본 논문의 계산은 미국 원자력규제위원회로부터 승인받은 ABB-CE 사의 소형냉각재상실사고 (Small Break LOCA) 평가 모델⁽²⁾ 을 사용하여 수행하였다. 이 모델에서는 각 네 개의 전산프로그램을 사용하여 소형 파단 냉각재상실사고를 해석하는데, CEFLASH-4AS⁽³⁾ 및 COMPERC-II⁽⁴⁾ 전산 프로그램은 각각 취출 단계와 재관수 기간동안의 원자로냉각재계통의 열수력학적 거동을 계산하는데 사용하고, STRIKIN-II⁽⁵⁾ 와 PARCH⁽⁶⁾ 전산 프로그램은 핵연료봉 온도 및 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. 소형 파단 해석에서는 원자로 트립때 소외전원 (Offsite Power) 이 상실된다고 보수적으로 가정한다. 그러므로, 모든 안전주입펌프는 비상 디젤 발전기가 작동되어야 가동

된다. 안전주입작동신호 설정치에 도달한 시간부터 안전주입유량이 원자로냉각재계에 유입될 때 까지의 지연시간은 고압안전주입펌프에 대해서는 30 초, 저압안전주입펌프에 대해서는 50 초로 가정하고 계산하였다. 소형파단 해석에서 가정할수 있는 가장 심각한 단일 고장인 한 개의 비상 디젤 발전기가 작동불능인 상태에 대하여 계산하였다. 이 고장은 한 대의 고압안전주입펌프와 한 대의 저압안전주입펌프 작동을 지연시켜 노심냉각에 필요한 안전주입수량을 최소화시킨다. 또한 파단은 가장 제한적인 파단 위치인 펌프 토출관에서 일어나며 이 경우 파단 저온관으로 주입된 모든 안전주입유량은 파단부위를 통해 밖으로 누출된다고 가정한다. 그리고 주요 계통변수 및 초기조건은 표 1에 기술했다.

1.4 해석 범위

먼저 소형파단중 안전주입탱크 주입수에 가장 많은 영향을 받는 465 cm^2 (0.5 ft^2) 펌프 토출관 파단에 대하여 안전주입펌프유량이 100% 일 때 울진 3,4호기 안전주입탱크의 용량에 대한 민감도 해석을 수행 (각각 울진 3,4호기 안전주입탱크용량의 100%, 85%, 75% 및 60%) 하였다. 다음으로는 46.5 cm^2 (0.05 ft^2) 토출관 파단에 대하여 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 75%로 고정시키고 안전주입펌프유량을 100%, 85%, 75%, 60%, 50%로 변화시키면서 해석을 수행하였다. 그리고, 위의 결과들을 종합하여 전파단범위에 대한 스펙트럼 분석을 수행하였는데 파단크기 465 cm^2 (0.5 ft^2), 325 cm^2 (0.35 ft^2), 186 cm^2 (0.2 ft^2) 에 대해서는 안전주입탱크 용량을 60%로, 46.5 cm^2 (0.05 ft^2) 및 18.6 cm^2 (0.02 ft^2) 에 대해서는 안전주입탱크 용량을 75%로 하고 고압안전주입펌프 용량을 전파단크기에 대하여 60%로 하여 해석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 안전주입탱크 용량이 소형냉각재상실사고에 미치는 효과

대형냉각재상실사고 (Large Break LOCA) 에 비해 소형냉각재상실사고는 안전주입탱크 용량 변화에 민감하지 못하다. 그이유는 소형냉각재상실사고시 원자로냉각재계의 압력 강하는 천천히 일어나고 계통의 압력이 비교적 높게 유지되기 때문에 고압안전주입펌프 주입이 노심 재충수에 큰 역할을 담당한다. 안전주입탱크가 작동하면, 노심 수위는 탱크 용량에 크게 좌우되지 않고 신속히 회복되어 노심부분노출 기간에 큰 차이가 없다 (그림 1). 안전주입탱크 용량에 대한 민감도 해석 결과를 표 2 에 실었다. 표 2 및 그림 2 에서 보듯이 안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄였을때의 최대 피복재온도차이는 $21.7 \text{ }^\circ\text{C}$ ($71 \text{ }^\circ\text{F}$) 로 큰 차이를 나타내지않는다.

2.2 고압안전주입펌프 주입용량이 소형냉각재상실사고에 미치는 효과

비교적 큰 파단크기의 소형냉각재상실사고의 거동은 안전주입탱크의 작동에 의하여 제어되는 반면 작은 파단크기의 소형냉각재상실사고 거동은 안전주입탱크가 작동하기 전에 전적으로 고압안전주입펌프에 의하여 제어된다. 중간 크기의 파단인 경우 안전주입탱크와 고압안전주입펌프 둘다 과도상태를 제어하는데 중요한 역할을 하며 파단 크기가 감소할수록 고압안전주입 펌프의 역할은 더 커진다. 그림 5는 46.5 cm^2 (0.05 ft^2) 저온관 파단에서 안전주입계통 용량을 줄였을 때 (안전주입탱크 용량을 울진 3,4호기의 75%, 고압안전주입펌프 유량을 울진 3,4호기의 60%로 줄였을 때) 의 이상혼합유체 수위 거동과 울진 3,4호기 및 System 80 에서의 이상혼합유체 수위 거동을 비교하였다. 울진 3,4 호기와 System 80의 고압안전주입펌프 용량은 같지만 System 80의 노심출력이 약 25% 더 크기 때문에 더 심한 노심 노출이 일어난다. 울진 3,4호기의 경우 최대피복재온도는 148 초에서 $560 \text{ }^\circ\text{C}$ ($1040 \text{ }^\circ\text{F}$) 로 나타났다. 이는 사고 초기의 핵비등어탈로 인한 것이다. 그후 원자로 트립이 일어나고 고압안전주입펌프에 의하여 안전주입수가 계통에 충분히 제공되어 사고 전기간동안 노심노출이 일어나지 않으므로 사고 후반부의 피복재온도 상승은 발생하지 않는다. 그러나 System 80 및 고압안전주입펌프 용량이 60%인 경우에는 장기간 노심부분노출이 일어나며 이로인한 열전달 감소로 핵연료 피복재는 계속 가열된다. 그후 지속되는 계통의 압

력감소에 따라 고압안전주입수는 증가하게 되고 이것이 노심의 핵비등이탈율보다 크게 되면 노출 부위는 다시 충수된다. 이로인하여 핵연료 피복재의 가열은 제어된다. System 80 에서의 최대 피복재 온도는 2010 초에 발생하며 847 °C (1557 °F) 이다. 고압안전주입펌프 용량이 60% 일 때의 최대 피복재 온도는 1138 °C (2080 °F) 로 1561 초에 발생한다. 465, 325 및 186 cm² (0.5, 0.35 및 0.2 ft²) 의 큰 소형과단에서의 과도상태 제어는 46.5 및 18.6 cm² (0.05, 0.02 ft²) 의 작은 소형과단과 다른 경향을 나타낸다. 이들 과단에서는 과단크기가 비교적 크기 때문에 냉각재계통 감압이 빨리 일어나며 계통압력은 안전주입탱크 압력이하로 떨어지게 된다. 이로인하여 안전주입탱크 주입이 일어나서 노심수위가 회복되며 고압안전주입펌프유량에 크게 좌우되지 않는다. 그림 6 에서 보듯이 465 cm² (0.5 ft²) 과단시 고압안전주입펌프유량을 울진 3,4호기의 60%로 줄였을 때의 이상유체수위 거동은 울진 3,4호기와 거의 같고 노심부분노출기간이 약간 길어질 뿐 최대 피복재 온도는 큰 차이가 없다. 울진 3,4호기의 메가와트당 고압안전주입펌프유량이 System 80 의 경우에 비하여 크나 최대 피복재온도가 오히려 System 80 보다 높은 이유는 울진 3,4호기의 경우가 계통 전체 체적에 대한 과단 면적비가 상대적으로 커 Loop Seal Clearing 이 이루어지기전에 많은 양의 냉각재가 과단부위를 통해 빠져나가기 때문이다. 이로인하여 노심내 이상혼합유체 수위가 System 80 보다 낮아지고 노심상부의 노출기간이 길어져 최대 피복재온도가 더 높아진 것이다.

2.3 스펙트럼 분석 결과

그림 3은 울진 3,4호기와 System 80, 그리고 울진 3,4호기 고압안전주입펌프 주입용량을 60%로 줄였을 때의 과단크기에 대한 고온점 최대 피복재온도를 비교한 것이다. 울진 3,4호기 고압안전주입펌프 주입용량을 60%로 줄였을 때의 최대 피복재온도는 전 과단범위에서 미국 원자력규제위원회의 비상노심냉각계통 성능에 대한 허용기준을 만족한다. 그리고 과단크기에 대한 최대 피복재온도의 거동도 변화한다. 울진 3,4호기에서는 465 cm² (0.5 ft²) 에서 최대 피복재온도가 발생하였으나 안전주입계통의 용량을 줄인 경우에는 System 80 와 마찬가지로 46.5 cm² (0.05 ft²) 에서 최대 피복재온도가 발생한다. 이는 노심출력당 안전주입유량이 System 80와 안전주입계통의 용량을 줄인 경우는 서로 거의 같기 때문에 같은 경향을 보이는 것이다. 46.5 cm² (0.05 ft²) 저온관과단에서 System 80의 해석 결과보다 비교적 큰 최대 피복재온도 차이를 보이는데 이는 노심출력 감소율보다 고압안전주입펌프주입용량을 더 많이 줄였기 때문이며, 70% 고압안전주입펌프 주입용량인 경우는 표 3 에서 보듯이 System 80 보다 오히려 낮음을 알 수 있다. 46.5 cm² (0.05 ft²) 이하의 작은 과단인 경우 최대 피복재온도는 과단유량에 비하여 안전주입수가 충분히 주입되지 않아 지속되는 노심부분노출 (Partial Core Uncovers) 기간에 일어나며 이는 고압안전주입펌프 주입에 의해 종식된다. 이기간동안의 냉각재계통의 압력은 천천히 떨어지지만 안전주입탱크의 기체 압력보다 높게 지속되고 노심에서 발생하는 붕괴열은 이상혼합유체 (Two-phase Mixture) 의 Pool Boiling 에 의해 제거되며 이상혼합유체 수위 위에서는 증기 냉각이 이루어진다. 이 기간에는 노심 붕괴 생성열에 의한 혼합체 비등이탈율과 고압안전주입펌프 유량에 의해서 노심 노출 정도가 결정된다. 고압안전주입펌프 주입율이 노심 비등이탈율 보다 커지면 이상유체 수위가 높아진다. 노심부분노출 동안의 원자로냉각재계통 상태는 그림 4와 같다.

3. 결론

안전주입탱크 용량에 영향을 많이 받는 큰 소형과단 (465 cm² 토출관 과단) 에 대해 안전주입탱크 용량 변화에 대한 민감도 해석을 한 결과 안전주입탱크용량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄이거나 안전주입펌프유량에 영향을 많이 받는 작은 소형과단 (46.5 cm² 토출관 과단) 에 대해 고압안전주입펌프유량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄여도 미국 원자력규제위원회 규제치를 넘지 않았다. 소형냉각재상실사고 해석시 안전주입탱크용량과 고압안전주입펌프유량을 울진 3,4호기의 60% 까지 줄였을 때 가장 제한적인 과단은 System 80 와 마찬가지로 작은 소형과단 범위인 46.5 cm² (0.05 ft²) 토출관 과단이며 미국 원자력규제위원회의 최대 피복재 허용기준을 만족한다.

위의 결과를 적절히 활용한다면 후속호기에서 안전주입계통의 최적화에 큰 도움이 될 것으로 판단된다.

표 1

주요계통 변수 및 초기 조건 비교 (울진 3,4호기 및 SYSTEM 80)
소형파단 비상노심냉각계통 성능

	울진 3,4호기	SYSTEM 80
원자로 출력 (정격 출력의 102%)	2871 MWt	3876 MWt
원자로냉각재계통 유량 (총)	121.5 x 10 ⁶	164.0 x 10 ⁶
노심유량	117.9 x 10 ⁶	159.1 x 10 ⁶
원자로냉각재계통 압력	2250	2250
노심 입구 온도	564.5	565
노심 출구 온도	622	623
가압기 저압 정지 설정치	1555	1600
안전주입 작동 신호 설정치	1555	1600
안전주입탱크 압력	585	608
고압안전주입펌프 체절 수두 (Shutoff Head)	1600	1775
저압안전주입펌프 체절 수두	158.5	200

표 2

0.5 ft² (465 cm²) 토출관 파단시 안전주입탱크용량에 따른
최대 피복재 온도 및 침투 피복재 산화율

안전주입탱크용량	최대 피복재 온도	침투 피복재 산화율
100%	641 °C (1186 °F)	0.0146%
85%	642 °C (1188 °F)	0.0162%
75%	649 °C (1201 °F)	0.0184%
60%	680 °C (1257 °F)	0.0332%

+ 울진 3,4호기 안전주입탱크용량 기준

표 3

46.5 cm² (0.05 ft²) 토출관 파단시 고압안전주입펌프 주입용량에 따른
최대 피복재 온도 및 침투 피복재 산화율

고압안전주입펌프주입용량	최대 피복재 온도	침투 피복재 산화율
100%	446 °C (835 °F)	0.0008%
85%	452 °C (845 °F)	0.0008%
75%	643 °C (1189 °F)	0.0962%
70%	797 °C (1467 °F)	0.5189%
60%	1138 °C (2080 °F)	9.9922%
50%	+++	+++

++ 안전주입탱크용량은 울진 3,4 호기의 75% 기준임

+++ 허용기준 초과

표 4

전파단범위에 대한 고온점 최대 피복재 온도 및 침투 피복재 산화율

파단크기	최대 피복재 온도*	침투 피복재 산화율**
465 cm ² (0.5 ft ²)*	730 °C (1346 °F)	0.0614%
325 cm ² (0.35 ft ²)*	809 °C (1489 °F)	0.1703%
186 cm ² (0.2 ft ²)*	792 °C (1457 °F)	0.1498%
46.5 cm ² (0.05 ft ²)**	1138 °C (2080 °F)	9.9922%
18.6 cm ² (0.02 ft ²)**	1071 °C (1959 °F)	5.5917%

+ 허용기준은 1204 °C (2200 °F)

** 허용기준은 17%

* 안전주입탱크용량은 울진 3,4호기의 60%, 안전주입펌프유량은 울진 3,4호기의 60% 기준.

** 안전주입탱크용량은 울진 3,4호기의 75%, 안전주입펌프유량은 울진 3,4호기의 60% 기준.

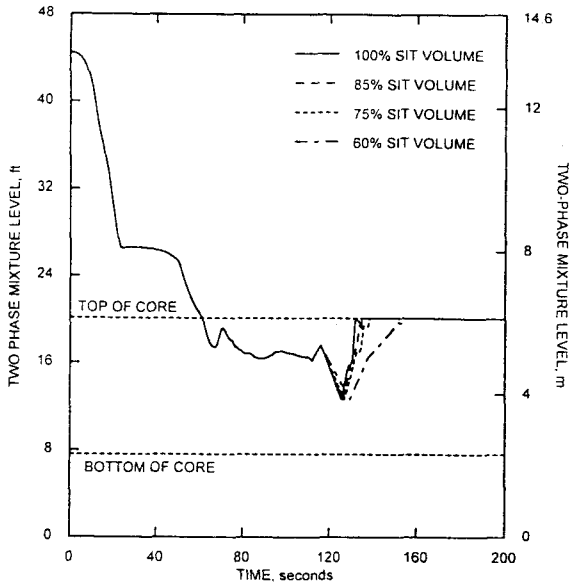


그림 1

0.5 ft² (465 cm²) 펌프 토출관 파단
(원자로 내부용기 이상 혼합체 수위 비교)

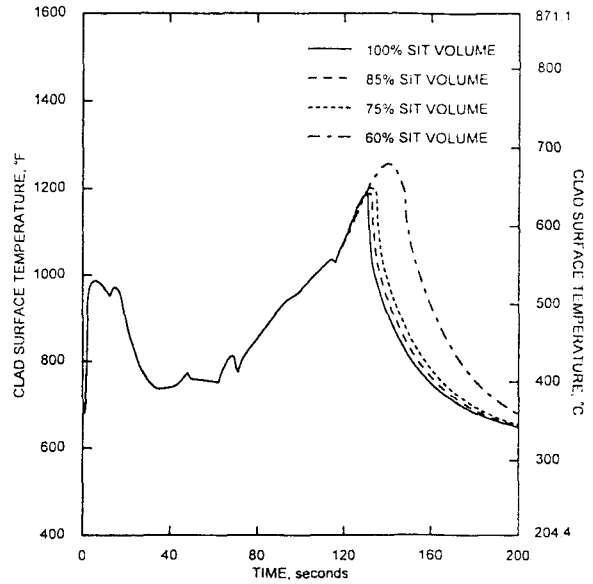


그림 2

0.5 ft² (465 cm²) 펌프 토출관 파단
(고온점 최대 피복재 온도)

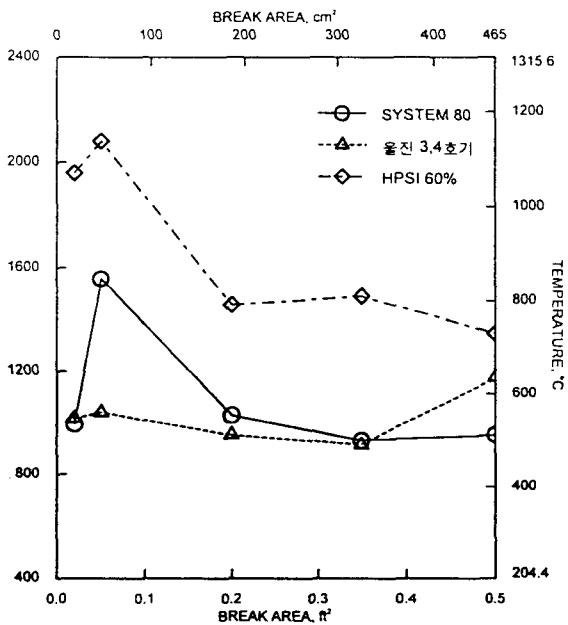


그림 3

고온점 최대 피복재 온도 대 파단크기

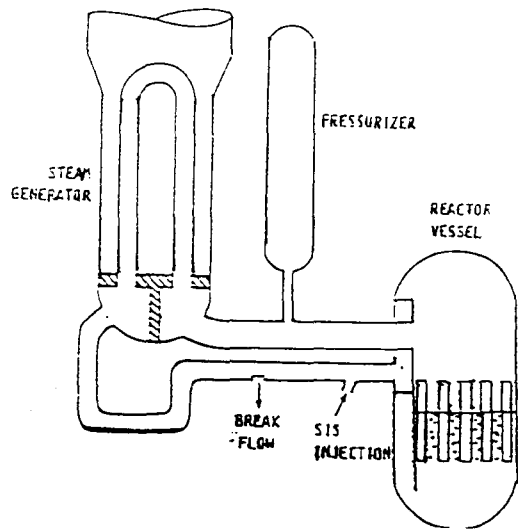


그림 4

노심부분노출 기간의 원자로냉각재계통 상태

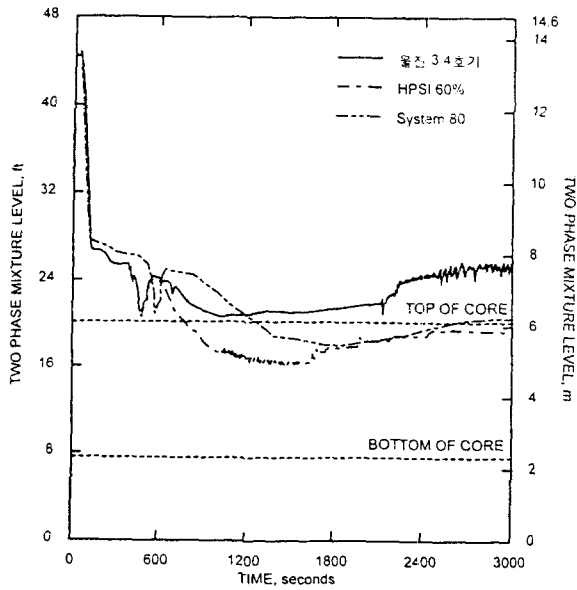


그림 5

0.05 ft³ (46.5 cm³) 펌프 토출관 파단
(원자로 내부용기 이상 혼합체 수위 비교)

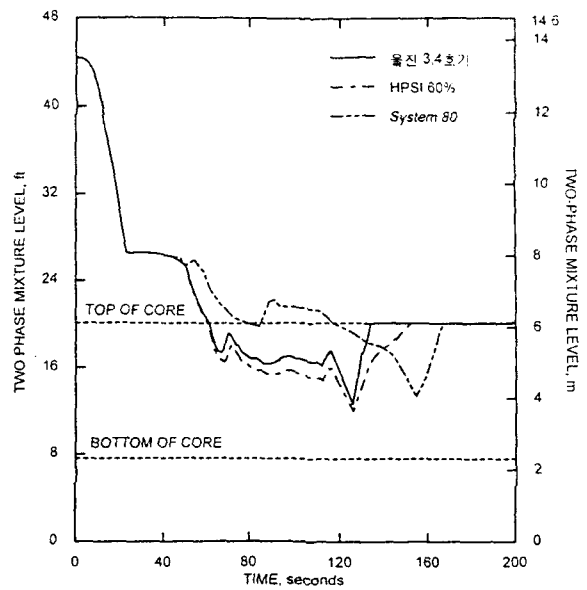


그림 6

0.5 ft³ (465 cm³) 펌프 토출관 파단
(원자로 내부용기 이상 혼합체 수위 비교)

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-137P, "Calculative methods for the C-E Small Break LOCA Evaluation Model", August 1974.
CENPD-137, Supplement 1-P, "Calculative methods for the C-E Small Break LOCA Evaluation Model", January 1977.
3. CENPD-133, Supplement 1, "CEFLASH-4AS, A Computer Program for Reactor Blowdown Analysis of the Small Break Loss of Coolant Accident", August, 1974.
CENPD-133, Supplement 3-P, "CEFLASH-4AS, A Computer Program for Reactor Blowdown Analysis of the Small Break Loss of Coolant Accident", January, 1977.
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.
6. CENPD-138P, "PARCH, A FORTRAN-IV Digital Program to Evaluate Pool Boiling, Axial Rod and Coolant Heatup", August, 1974.
CENPD-138P, Supplement 1, "PARCH, A FORTRAN-IV Digital Program to Evaluate Pool Boiling, Axial Rod and Coolant Heatup", February, 1975.
CENPD-138P, Supplement 2-P, "PARCH, A FORTRAN-IV Digital Program to Evaluate Pool Boiling, Axial Rod and Coolant Heatup", January, 1977.