

# VVER-1000型原電의 安全概念과 開發

최근 北韓은 소련으로 부터 VVER-440型原電 4기를 도입, 건설할 계획이라고 한다. 다음은 原子力資料 5月號에 발표된 VVER-1000型原電의 설계에 적용된 기본적인 安全制御原則과 運轉經驗 및 事故結果를 반영한 安全思想의 發展經緯를 소개한 것이다.

## 序 論

VVER-1000형 원자력발전소의 설계개념이 발전한 것은 1960년대 말이었다. 1967년에 개념설계가 완성되었고, VVER-1000형 플랜트의 더 상세한 설계가 완성된 것은 1969년~1970년이었던다.

VVER-1000형 원자력발전소의 설계개발에서는 소련의 철도로 수송가능한 기기를 이용해 약 1,000MW의 전기용량을 가진 플랜트를 완성하는데 노력을 기울였다. 즉, 전세대의 VVER-400형 플랜트 특유의 기술적, 경제적 지표를 개선하기 위해 상당한 單機용량의 증가를 달성했다.

동시에 원자력발전소의 안전제어에 대해 더한층 엄격한 요구에 적합한 플랜트를 고안하는데 노력을 기울였다.

VVER-1000형 플랜트의 안전제어에 대한 요구가 보다 엄격하게 된 것은 소련 철도의 원자로 용기 수송능력의 제약에 의해 노심의 출력밀도가 커졌기 때문이다. VVER-1000형로의 중요한

파라미터 몇가지를 다른 나라의 고출력 PWR과 비교한 결과를 표1에 나타냈다.

## VVER-1000型爐의 安全制御

소련에서는 “원자력플랜트”란 다음과 같은 특징을 가리키고 있다. 「열과 전기의 안전한 발생을 의도한 시스템, 장치, 기기, 설비를 통합한 원자로」.

이와 같이 원자력발전소라는 개념에는 그 주요 특성인 「안전한 발전방법」이라는 개념이 포함되어 있다. 원자력플랜트는 설계에서 가정되는 사고시에 정상운전시와 같이 다음과 같은 견지에서 정해진 기준을 넘지 않으면 안전하다고 간주된다.

- 내부피폭
- 외부피폭
- 환경중의 방사성물질

설계에서 가정하는 긴급상태의 위험은 결정론적 어프로치를 사용해 작성했다. 이 어프로치는 1970년대에 많은 나라의 PWR형 원자력발전소

〈表1〉 高出力 PWR 原子爐의 計劃諸元

項 目	VVER-1000 生産型	South Texas No. 1, 2	N4 프라마툼	P4/P'4 프라마툼
1. 熱出力, MW	3,000	3,800	4,270	3,817
2. 冷却材流量, m <sup>3</sup> /h	90,000	91,400	99,900*	92,880**
3. 冷却材温度, ℃				
- 爐心入口	290	293.3		
- 爐心出口		331.1		
- 原子爐容器入口	290	293.3	292.2	292.8
- 原子爐容器出口	320	330.1		
4. 平均線出力密度, W/cm	166	173	184.9	175.6
5. 最大線出力密度, W/cm	448	440	448	
6. 燃料集合體數	163	193	205	193
7. 燃料集合體內 燃料棒本數	312	264	264	264
8. 二酸化우라늄重量, t	77.5	117.9	110.4	103.9
9. 爐心높이, cm	355	426.7	426.7	426.7
10. 原子爐容器內徑, cm	413.6	439.4	449	439
11. 公稱壓力, kgf/cm <sup>2</sup>	160	154.04	155	155
12. 燃料棒外徑, cm	0.91	0.95	0.95	0.95
13. 燃料棒스팬, cm	1.275	1.26	1.26	1.26
14. 펠레트外徑, cm	0.753		0.82	0.82
15. 펠레트높이, cm	1.1	1.35	1.35	1.35
16. 水-우라늄比	2.02	2.41	2.41	2.41
17. 燃料棒 總本數	50,856	50,952	54,120	50,952

\* 質量流量 : 69,930t/h, 體積流量은 0.7을 곱해서 구했다.

\*\* 質量流量 : 65,016t/h.

설계에서 채택되고 있던 것이다.

이러한 어프로치는 현재도 가장 널리 채택되고 있지만, 확률론적인 안전해석분야에서의 연구 노력에 의해 보완되고 있는 점에 유의해야 한다.

설계상 가정하는 상태의 위험을 적용할 때에는 다음과 같은 사상의 등급분류를 채택하고 있다.

- (a) 정상운전상태
- (b) 운전상태의 난조
- (c) 상정긴급상태
- (d) 가상사고

이 등급분류는 각 사고 발생빈도에 의거하고 있다. 이 경우 등급(a)와 (b)의 사상은 다음

의 연료피손률 제한이 적용된다.

○ 가스가 누설되는 형태의 손상에 의해 내압이 감소되는 연료봉은 전연료봉의 1%이하일 것.

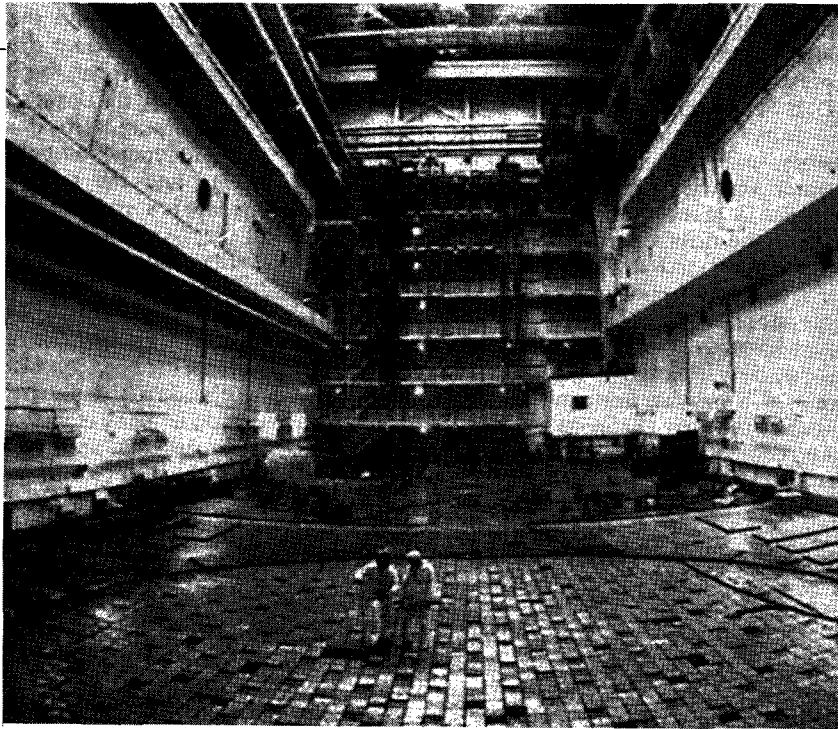
○ 물과 연료가 직접 접촉하는 형태의 손상을 입는 연료봉은 전연료봉의 1% 이하일 것.

긴급상태(c)에 대해서는 다음과 같은 기본적인 제한이 명확화되어 있다.

○ 연료피복관의 온도는 최고 1,200℃ 이하일 것.

○ 연료피복관 산화물의 두께는 초기 두께의 18% 이하일 것.

○ 지르코늄합금의 반응량은 노심 전체의 1%



이하일 것.

이 긴급상태는 다음과 같은 등급으로 분류할 수 있다.

- (1) 노심에서의 열제거가 악화되는 사고.
- (2) 반응도의 급격한 변화와 노심출력의 증가를 수반하는 사고.
- (3) 정지시 1차계통의 냉각사고.
- (4) 2차계통에 방사능을 방출하는 사고.

최초등급의 사상에는 1차계통에 접속된 배관계통(실제로 사용되고 있는) 어느 부분에서 냉각재가 누출되는 모든 범위의 것이 포함된다. VVER-1000형 원자력발전소 설계개발의 초기단계에서는大口徑 배관에서의 누출에 최대의 주의가 기울여졌다. “최대상정사고”(MPA)로서 선택된 것은 플랜트의 정격출력 운전중에 破斷口의 양쪽에서 냉각수가 누출되는 최대구경 배관(Dr-850)의 순간적인(기르턴) 파단사고였다.

연료손상에 대해 설정된 제한을 확실히 만족하기 위한 충분한 배려에 의해 최대상정사고를 극복할 필요가 있다는 관점에서 1차계통에 냉각수를 주입하는 靜的 또는 動的인 시스템의 實量을 정했다.

1979년 미국 TMI 원자력발전소의 사고발생에 의해 원자력발전소의 설계자는 等價直經이

Dn-25에서 Dn-100 배관의 “小”누설에 의한 사고에 주목하게 되었다. 필요에 따라 그런 긴급상태의 상세한 안전해석을 추가했다. 이에 따라 그와 같은 상태에서 보다 복잡한 열수력현상이 밝혀지고 있다. “보다 좋은 평가”를 하는 설계코드를 창출하기 위한 포인트가 과제로 되고 있다.

해석에 의하면 1차계통의 “小”누설이 발생했다고 해도 안전계통 전체가 설계대로의 작용에 의해 VVER-1000형 원자력발전소의 안전한 운전을 확보할 수 있음을 알았다.

일반적으로 말해서 상기의 긴급상태는 약간 임의적(專斷的)인 것이다. (2)의 상태에 대해서는 이 임의성이 다소 두드러지게 된다. 이 상태는 노심에서 원자로 제어계통과 보호계통의 제어봉이 갑자기 없어지는(뿔히는) 사상을 포함하고 있다. 그런 상태는 전기계통의 고장(이 경우에는 제어봉이 통상 속도로 “천천히” 뿔힐 것이다)이나 제어봉의 구동재킷(하우징)의 파손(이경우 제어봉은 원자로에서 “산출될”(튀어나올) 것이다)이 원인이 될 것이다. 또 후자의 경우에는 파손구에서 냉각재가 유출된다. 후자의 경우에는 연료손상이 없는 것을 보증하는 기준으로서 연료엔탈피가 200cal/g(830KJ/kg)을 초과하지 않는다는 것이 소련 국내에서의 설계의

관례이다.

1986년의 체르노빌원자력발전소 사고는 원자로 반응도의 급격한 변화를 수반하는 사고를 자세히 연구하는 특별한 계기가 되고 있다.

소련에서는 급격한 반응도 투입상태에서 연료의 거동을 조사하기 위한 많은 연구가 진행중이다. 이 그룹은 또 저농도 붕산수에 의해 냉각재가 희석되는 사고도 포함하고 있다. 최근의 원자력발전소에서는 붕소제어계통의 고장이 원인이 되는 사상에 대해 해석을 하고 있다. 그러나 붕소제어계통의 流量이 낮은 점, 그리고 이런 사상에 유입되는 순수한 물의 저장량이 한정되어 있기 때문에 더 위험한 상태가 되지는 않는다.

소련내 대부분의 VVER-1000형 원자력발전소의 1차계통에서 격리밸브를 제거한 것은 플러스 요인이다. 이에 따라 1차계통의 격리된 부분에서 순수한 물 또는 냉수의 도입 가능성을 고려할 필요가 없어졌다. 운전하고 있지 않는 루프에 접속되어 거기에 계통내에 붕소농도를 가진 거의 같은 온도의 냉각수가 계속 주입되는 상태도 불가능해졌다.

긴급사상을 그룹(3)에 할당할 때의 임의성은 더 높은 것이다. 이들 상태에는 1차계통의 파라미터를 제어하지 못하고 붕괴되는 증기압 파단과 같은 사상이 포함된다. 이와 같은 사고가 사이클말기에 발생하여 최대가치의 제어봉이 고착되어 있을 경우에는 원자로는 긴급제어계통이 작동하여 제어할 수 없는 임계상태가 될 가능성이 있다. 이 상황은 VVER-1000형로의 혼합실에서는 각 루프 냉각재의 흐름을 완전히 혼합할 수 없다는 사실에 의해 한층 복잡해진다. 결과적으로 원자로의 정지중에 냉각이 가속된 상태에서는 비교적 “찬” 냉각재의 흐름이 하나의 루프에서 노심에 공급된다. 만약 제어봉이 “냉각에 의해 연소되고 있는” 부분에서 기능하지 않으면 VVER-1000형로는 제어봉이 들어간 상태에서 임계상태가 될 가능성이 높다. 이런 사고의 해석은 3차원에 가까운 원자로 작동특성 계산이 가능한 설계코드로 하고 있다.

상기와 같은 상태는 그룹(1)과 그룹(2)의 양쪽에 알맞는 것일지도 모른다. 그러나 설계분석

의 결과에 따르면 이와 같은 상태에서는 기본적인 안전기준은 충족될 수 없다.

그룹(4)에 속하는 긴급사상은 해석의 목적으로는 가장 복잡하다. 이 그룹에는 1차계통에서 2차계통으로 냉각재가 누출되는 사고가 포함된다. VVER-1000형 원자력발전소에서 상정사고의 리스크를 만들 때에는 하나의 細管을 통해 증기발생기의 헤더에서 누출되는 사고를 가정했다. PWR형 원자로발전소의 설계에서도 초기의 가정은 똑같이 정해져 있다.

해석에 의하면 증기발생기의 세관이 하나 파단되었다 해도 냉각재의 누출에 의한 응력으로 인해 인접한 세관이 손상될 가능성이 적다고 말할 수 없다. 이와 같이 증기발생기 세관파단의 반복을 수반하는 프로세스에 대한 해석의 필요성도 생겼다. 더욱이 VVER-400형로인 Rorenskaya 원자력발전소 1호기의 사고에 따르면 증기발생기 헤더실이 파손될 가능성이 있고, 그 결과 1개의 세관파단의 경우를 실질적으로 초과하는 流量에서 1차계통에서 부터 2차계통으로 누출이 발생할 가능성이 있음을 알았다.

현재 이런 프로세스에 대한 예비적인 설계해석을 하고 있다. VVER-1000형로의 증기발생기에서는 Dn-100mm 이내의 等價 파단직경 누출이 가장 발생하기 쉽다는 사실을 알았다. 이런 사고를 없애기 위해 발전소 직원에 대한 자세한 권고 내용을 작성중이다.

플랜트의 운전원이 직면하는 주요한 어려움은 사상의 독특한 특징을 기초로 과도상태의 원인을 똑같이 정하는 것이다. 자동제어의 동작에 이어, 운전원은 긴급상태의 증기발생기 1차계통과 2차계통의 파라미터의 균형을 맞추고, 긴급상태의 증기발생기를 환경에서 격리시킨다.

예비적인 평가에 의하면 설계해석에서 상정되는 사상의 진전이면 확실히 환경에 대한 방사선 영향을 최소화할 수 있음을 알았다. 더욱이 그런 사고에서 바람직하지 못한 결과를 완화할 수 있는 공학적 수단을 마련하기 위한 연구를 실시하고 있다.

1차계통에서 2차계통으로 냉각재가 유출되는 사고에 주목하고 있다. 왜냐 하면 이런 경우에는

환경에 방사선영향을 줄 가능성이 가장 높기 때  
문이다. 또 그와 동시에 이런 사상의 다른 특별  
한 특징도 고려에 넣어야 한다. 즉, 사고후의 장  
기냉각이 가능하도록 1차계통에 충분한 양의 냉  
각수를 유지하기 위해 1차계통에서의 누출을 한  
정하는 긴급수단을 취하는 것이 필요하다. 그렇  
지 않으면 안전계통에 냉각재가 없어져 연료용  
융이 발생해 환경에 예측할 수 없는 영향을 줄  
가능성이 있다.

### VVER-1000型 原電의 安全系統

만약 설계에서 가정한 사고가 발생했다고 하  
면 원자력발전소의 안전계통은 확실히 다음과  
같은 기본적 기능을 수행해야 한다.

- 원자로의 未臨界달성(신속한 정지와 미임계  
상태의 유지)
- 노심에서 신뢰할 수 있는 열제거
- 증기발생기에 의한 1차계통에서의 열제거
- 과압에 대한 원자로 냉각재계통의 보호, 수  
력충격, 열부하 그리고 그밖의 것에 대한 보호
- 사고의 방사선영향을 감소시키기 위한 원자  
로 콤팩트먼트 재킷의 격리와 감압
- 1차계통을 충분한 농도의 흡수제가 용해된  
물로 채울 것

상기 리스트의 기능을 수행하기 위해 VVER-  
1000형 원자력발전소의 원자로에는 통합안전제  
어시스템이 갖추어져 있다. 이 시스템을 만들 때  
에는 기존의 거의 모든 원자력발전소의 설계에  
서 채택되고 있는 원칙에 준하고 있다.

즉 다음과 같다.

#### (1) 단일고장

시스템은 그 동작이 요구되는 어떤 사태에서  
도, 또 可動部를 가진 동적 기기 및 정적 기기의  
하나가 고장났을 경우에도 그 기능을 발휘해야  
한다.

#### (2) 공통원인고장

단일고장, 인적과오 또는 내적 또는 외적 영향  
에 의한 시스템(구성기기)의 고장.

#### (3) 감별되지 않는 고장

정상운전중에 발생했을 때에는 나타나지 않고,

감식목적으로 실시하는 검사에 의해서도 감별되  
지 않는 시스템(구성기기)의 고장.

이들 안전제어의 원칙에 따라 이것을 적용해  
야 할 시스템채널의 최저 수준이 결정된다.  
VVER-1000형 원자력발전소의 설계에서는 안전  
시스템에는 100%의 용량을 가진 3중 채널을 설  
치하도록 하고 있다. 즉, 이것은 안전계통의 첫  
번째 채널에서 감지되지 않는 고장이 발생하거  
나 이 안전시스템의 배관이 사고에 의해 파손되  
어 있어 두번째 채널도 무효인 경우가 발생할 가  
능성이 있다는 것이다. 안전시스템의 세번째 채  
널은 안전제어의 기능을 발휘해야 한다. 공통원  
인고장을 방지하기 위해 안전시스템의 채널은  
서로 독립(장소적으로 분리)되어 있고 독립된  
전원에 연결되어 있다.

정의에 의하면 안전제어의 기본적인 기능은  
발전소 종사자와 인접한 지역 주민의 내부피폭  
및 외부피폭의 선량이 허용치를 넘지 않도록 하  
여 방사선의학상의 영향에 대해 환경을 보호하  
기 위해 “심층보호”의 원칙 또는 다중방호의 원  
칙을 설계에서 채택하고 있다. 이 원칙은 안전장  
벽을 건전한 상태로 유지할 것을 규정하고 있으  
며, 다음과 같이 명확화된다.

「어떤 초기사고의 경우에도 첫번째 안전장벽  
을 가장 건전한 상태로 하도록 노력하는 것이 중  
요하다. 즉, 노심의 최량상태에서 생각하여 연료  
피복관 파손을 방지하도록 노력하는 것이다.」

소련에서는 이 개념은 실제로는 다음의 안전  
장벽을 말한다.

(a) 제1의 장벽-연료피복관

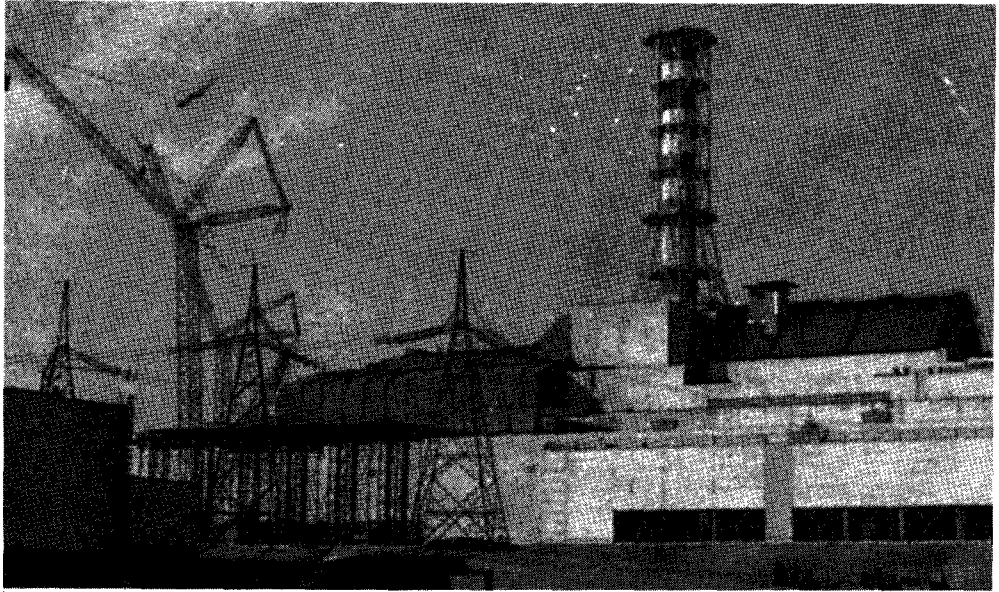
(b) 제2의 장벽-1차냉각계통(원자로용기, 배  
관, 증기발생기, 주순환계통, 압력보상기)

(c) 제3의 장벽-격리시스템을 갖춘 원자로  
콤팩트먼트

안전제어의 주요 목적-즉, 제1의 장벽을 건  
전하게 유지하는 것-은 공학적 및 조직적인 대  
응을 종합함으로써 해결하고 있다.

공학적인 대응이란 동력원과 제어시스템을 갖  
추고 안전제어기능을 수행하기 위한 정적 및 동  
적인 기기의 동작을 말한다.

안전계통에는 다음과 같은 것이 포함된다.



(1) 이중의 안전한 통합제어장치로 구성된 원자로 제어보호계통(빠른 정지계통)

- 제어신호를 발생하는 각 장치중에서는 “2 out of 3”의 원리로 작동하는 채널이 사용되고 있다. 이 시스템은 최대 4초로 스스로의 무게에 의해 삽입하는 61개의 기계적 제어봉으로 구성된다.

(2) 정적 및 동적 부분으로 구성되는 ECCS

- 정적 부분은 원자로 하부 및 상부 혼합실 쌍방에 접속된 4개의 수력용기로 구성된다(용량 50m<sup>3</sup>, 압력 60kgf/cm<sup>2</sup>)

ECCS의 동적 부분은 다음과 같은 것으로 구성된다.

○ 고압수주입펌프, “긴급주입” 펌프그룹(펌프베드 180kgf/cm<sup>2</sup>, 流量 6m<sup>3</sup>/h)

○ 中압수공급펌프, “긴급수공급” 펌프그룹(펌프베드 110kgf/cm<sup>2</sup>, 流量 130m<sup>3</sup>/h)

○ 저압로심을 긴급시 또는 계획정지시에 냉각하기 위해 물을 공급하는 펌프그룹(펌프베드 26kgf/cm<sup>2</sup>, 流量 750m<sup>3</sup>/h)

(3) 증기발생기로의 비상용 급수시스템

- 이 시스템은 펌프베드 64kgf/cm<sup>2</sup> 3대의 전동펌프로 구성된다. 이 시스템의 채널수에 따라 독립된 3기의 각 500m<sup>3</sup>의 물탱크가 갖추어져 있

다.

(4) 사고시 격리시스템

- 이 시스템은 다음과 같이 구성된다.

○ 프레스트레스드 콘크리트제 보호용기

○ 시일회로

○ 스프링클러시스템

이 용기는 1차계통의 기기를 외적 영향으로부터 지키기 위해 설치되며, 사고시에는 생물학적 방호기능과 압력유지 기능을 갖고 있다.

시일회로는 정상운전시 및 사고시에 방사성물질의 누출을 제한하는 것이다.

이 회로는 다음과 같이 구성된다.

○ 보호용기의 철제커버

○ 프로세스 배관로의 시일

○ 격리기능을 가진 부속기기류

○ 주에어록 및 비상용 에어록

○ 수송내 오픈해치

보호용기는 1차냉각재 배관 파단후의 충격압력(절대압력으로 5기압, 온도 150℃)을 흡수할 능력을 갖는다. 보호용기의 설계기준은 최대 상정사고와 최대 상정지진의 조합이다.

용기 돔부의 보강은 당연히 배려되지만, 본질적으로는 비행기의 충돌에 따르는 하중에 의해 결정된다.

스프링쿨러시스템은 원자로 콤팩트먼트 재킷에서 압력 강하를 촉진하기 위해 설치되어 있다. 증기중 그리고 공기중에 포함된 옥소를 결합시키기 위해 특별한 수산화하드라진과 옥소의 용액을 이 시스템의 펌프측에서 주입한다. 이 시스템의 펌프는 최대  $15\text{kgf/cm}^2$ 의 펌프배드와 최대  $700\text{m}^3/\text{h}$ 의 流量을 갖는다.

안전계통에는 1차계통, 2차계통의 과압을 방지하는 장치(압력안전밸브)와 여러가지 서포트 시스템, 즉 동력공급계통, 수공급계통, 환기계통, 제어계통 등이 포함된다.

안전계통은 다음과 같은 신호에 의해 자동적으로 작동한다.

(a) 1차계통의 포화온도와 어떤 고온측 루프의 온도 차이가  $10^\circ\text{C}$  이내였을 경우-「1차계통 누출」신호

(b) 내압용기내의 압력이  $1.3\text{kgf/cm}^2$  이상이 되었을 경우-「1차계통 누출」신호

(c) 1차계통 온도가  $200^\circ\text{C}$  이상에서 1차계통과 2차계통의 포화온도차이가  $75^\circ\text{C}$  이상이 되었을 경우, 또는 증기발생 압력이  $50\text{kgf/cm}^2$  이하가 되었을 경우-「2차계통 누출」신호

더욱이 안전계통은 신뢰할 수 있는 동력공급계통이 제한 이상의 시간을 잃었을 경우, 즉 「동력상실」신호에 의해 움직인다.

원자력발전소의 안전제어와 관련한 조직적 대응에는 다음과 같은 운전관리작업이 있다.

○사고의 영향을 한정적인 것으로 하는 운전원 조작에 대한 지원

- 보수계획
- 운전원에게 사고에 대한 교육
- 발전소요원의 사고대응훈련
- 시스템에 대한 서비스활동

전세계 PWR 원자력발전소의 실제설계에서 전통적으로 사용되고 있는 제원칙에 준해 개발한 안전계통을 실증하는 작업에 의해 최신 안전제어의 요구에 적합한 플랜트를 설계할 수 있었다.

그러나 VVER-1000형 원자력발전소의 상세설계에 착수하고 나서 안전제어의 요구는 상당히 증가하고 있다. 그러므로 종래의 설계경험과

보다 고도의 안전제어를 고려한 신세대의 VVER 원자력발전소 설계를 완성하는 노력이 필요해졌다.

## VVER型 設計의 改善方法

VVER형 원자력발전소의 설계에서 안전제어의 개량에 관한 작업의 기본방침은 상세설계단계에서 확률론적 안전제어를 사용하는 것이다. 이것을 실시함에 있어서 결정론적 어프로치의 효과는 한정된 것이 된다. 확률론적 안전평가는 기기, 시스템의 다중고장을 해석하는 기초가 된다. 설계에서도 연료가 용융하여 원자로에서 유출하기에 이르는 중대사고를 고려에 넣는다.

보다 넓은 범위의 긴급상태를 고려에 넣기 위해 보조적인 안전제어가 고안되고 있다. 이 안전계통에는 정적동작의 원리가 이용된다.

현재 다음의 보조시스템이 과학적인 실증을 필요로 하고 있다.

○정적인 원리로 작동하는 1차계통 붕소주입 시스템-이에 의해 원자로 긴급보호계통의 작동 실패(ATWS상태)가 원인으로 연료용융에 이르는 사고의 확률을 줄일 수 있다.

○증기발생기에 의한 정적인 잔류열제거시스템-이에 의해 장기의 순동력원 상실에 의한 연료용융의 확률을 줄일 수 있다. 똑같은 시스템에 의해 1차계통의 “소규모”또는 “중규모” 누출시의 안전성이 향상된다.

○저압로심을 정적으로 滿水시키는 시스템-이것도 오히려 1차계통의 “소규모”나 “중규모” 누출 또는 전동력 상실의 경우에 유효하다.

다음과 같은 특징이 있는 장치의 개발도 추진되고 있다.

- 용융노심을 트랩하는 장치
- 중대사고시의 상당한 과압에서 원자로 콤팩트먼트 재킷을 보호하기 위한 필터시스템
- 1차계통기기의 상태를 진단하는 시스템

여기서 서술한 고도의 안전제어목표는 노심용융의 확률이  $10^{-6}/\text{爐年}$ 을 넘지 않으며, 한편 이 사고에 따른 최대의 방사선발생에 도달하는 확률이  $10^{-7}/\text{爐年}$ 을 넘지 않는 것이다.