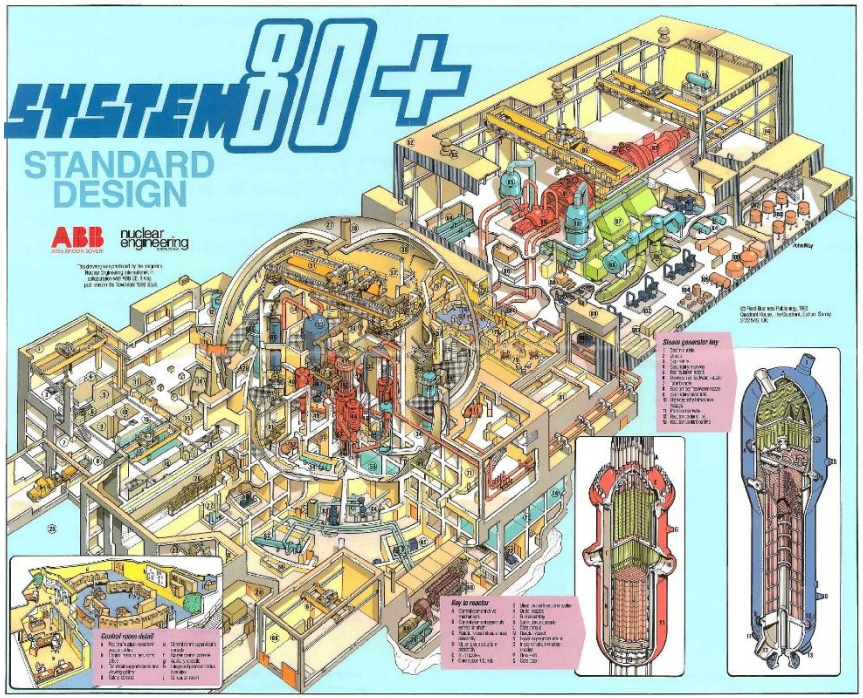
원자력계통공학: 계통 및 구조

Part 2



경북대학교 에너지공학부 박해균
hkyunp@knu.ac.kr

KYUNGPOOK NATIONAL UNIVERSITY

공학적 안전설비

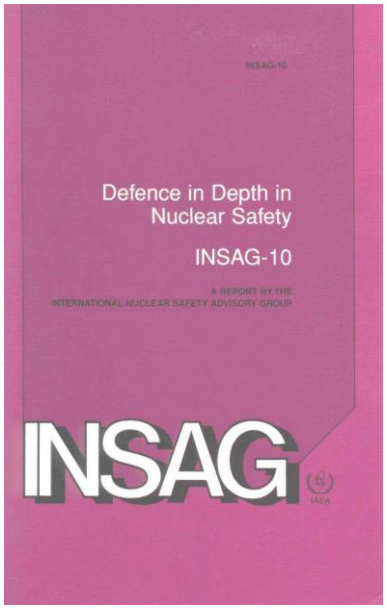
Engineered Safety Features



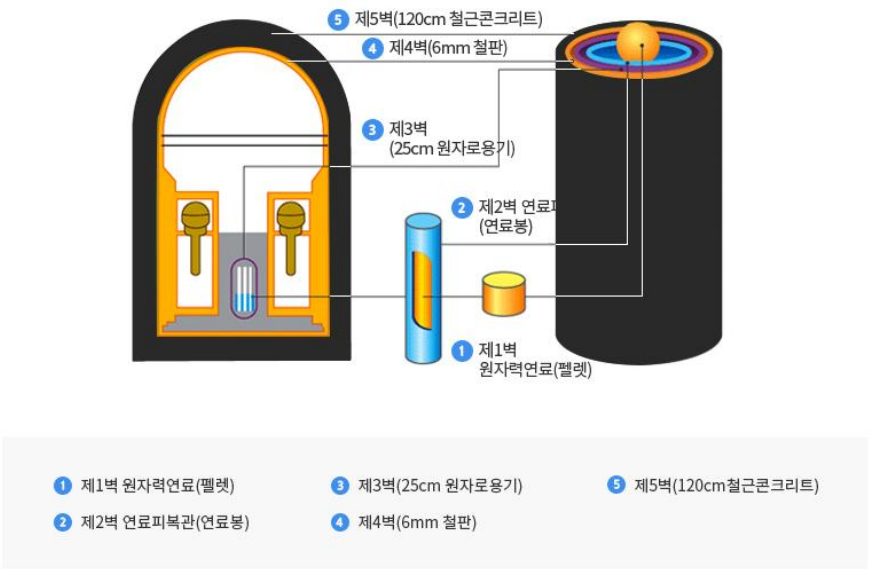
원자력 안전 개요

심층방어(Defense in Depth, DiD)

- 방사성 물질의 유출로부터 인간과 환경을 보호하기 위한 수단
  - 다중방벽(Multiple Barriers)
  - 다단계 방호(Multiple Levels of Protection)



국제원자력안전 자문그룹



5단계의 물리적 다중방벽

Nuclear Safety Concept

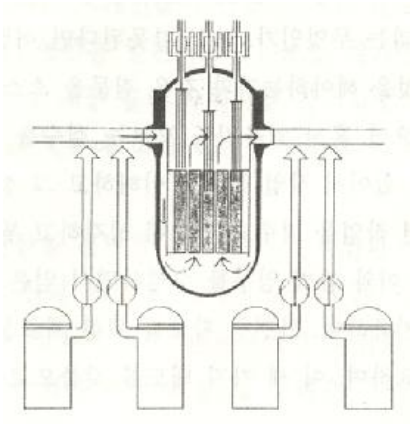
다단계 방호(Multiple Levels of Protection)

- Level 1: Prevention of abnormal operation and failures → 보수적 설계
- Level 2: Control of abnormal operation and detection of failures → 제어, 보호, 감시 설비
- Level 3: Control of accidents within the design basis → 공학적 안전설비(ESF) 및 사고관리
- Level 4: Control of severe conditions → 방사능 유출 최소화, 추가 안전설비 및 사고관리
- Level 5: Mitigation of the radiological consequences → 소외 비상조치

Nuclear Safety Concept

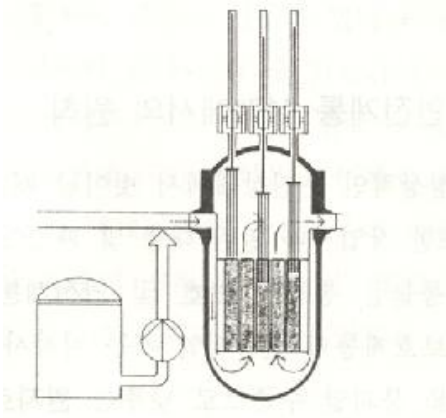
안전계통의 설계특성

- 다중성(Redundancy): 같은 기능을 가진 여러 계열을 배치
- 다양성(Diversity): 동일한 기능을 수행하는 서로 다른 계열을 도입
- 독립성(Independency): 어떤 안전관련 계열이 다른 계열에 영향을 미치지 않도록 분리
- 고장안전(Fail safe): 안전관련 계열이 기능을 상실했을 때, 최종적으로 안전한 방향으로 동작



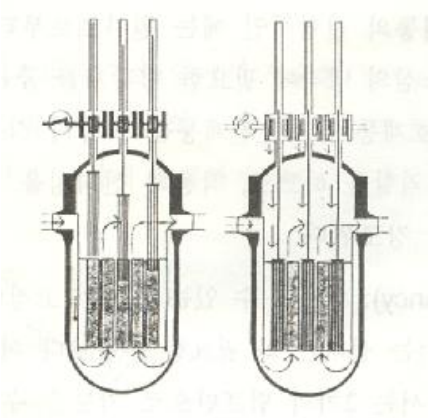
다중성(Redundancy)

안전주입계통의 펌프 등은 요구되는 수량보다 많이 구비



다양성(Diversity)

원자로 정지는 제어봉 삽입과 붕산수 주입이 사용 가능



고장 안전(Fail-safe)

제어봉 구동장치 전원 상실 시 제어봉이 자유 낙하하여 원자로를 안전하게 정지

사고등급

국제 원자력 사고 등급(International Nuclear Event Scale, INES)

- 국제 원자력 기구(IAEA)가 책정한 원자력시설 및 원자력이용에서 일어난 사고에 대한 평가 척도

- 설계기준사고(Design Basis Accident, DBA): Conservative
  - 설계단계에서 고려하는 가상사고: 안전한 상태로 유지될 수 있게 설계
  - 사고로 인하여 방출되는 방사성물질의 양이 허용 제한치 미만으로 유지
  - 냉각재상실사고(Loss of Coolant Accident, LOCA)

법제처 국가법령정보센터

원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

[시행 2026. 3. 30.] [원자력안전위원회규칙 제37호, 2026. 3. 30., 일부개정]

  - 제42조(설계기준사고)

① 원자로시설은 내부 및 외부사건을 포함한 설계기준사고로 인한 주민의 방사선 피폭이 원자력안전위원회가 정하는 방사선량 이하로 유지될 수 있도록 설계되어야 한다.

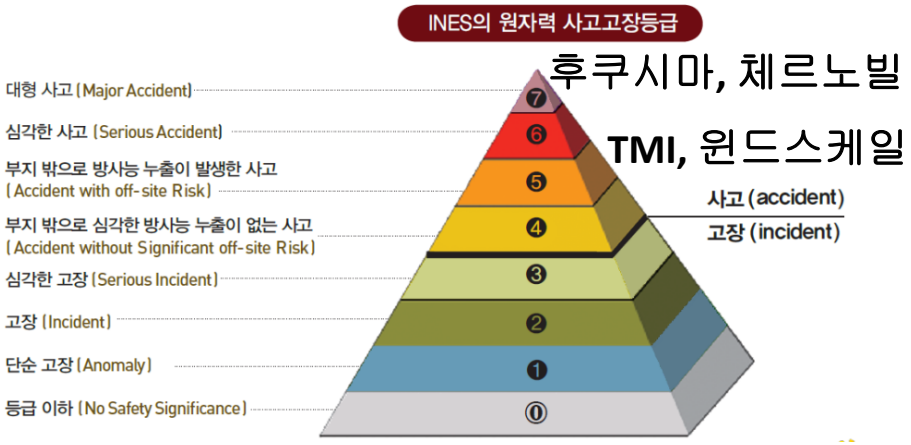
② 설계기준사고에 대한 평가는 결정론적 방법에 의해 수행되어야 하며, 그에 따른 발전소 설계에는 설계여유도를 포함한 보수적 규정 및 기준을 적용하여야 한다.

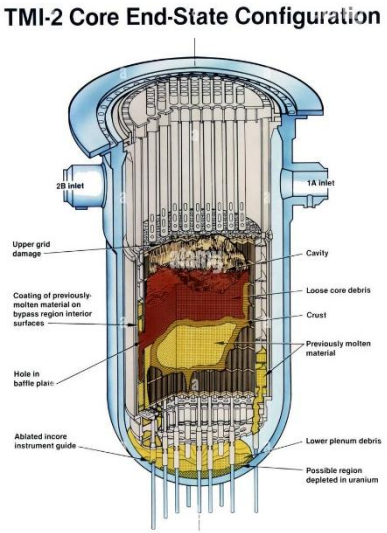
사고등급

국제 원자력 사고 등급(International Nuclear Event Scale, INES)

- 국제 원자력 기구(IAEA)가 책정한 원자력시설 및 원자력이용에서 일어난 사고에 대한 평가 척도

- 설계기준초과사고(Beyond DBA, BDBA)
  - 설계단계에서 고려하지 않는 사고(대비는 함)
  - 중대사고, 항공기충돌
- 설계확장조건(Design Extension Condition, DEC): Best estimation
  - 신규원전 적용
  - 중대사고 포함



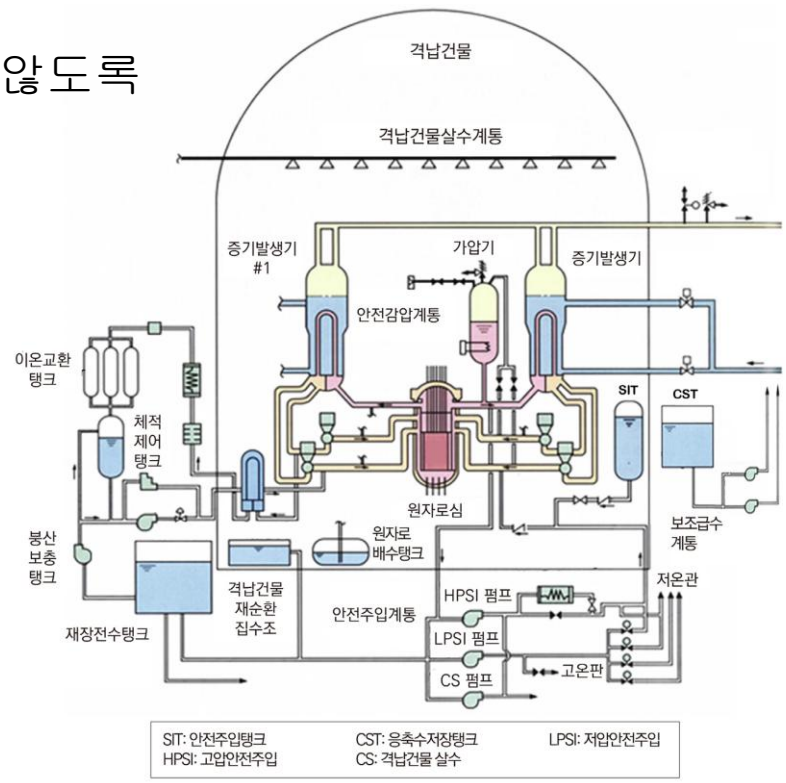


Concept of ESF

공학적안전설비 기능

- 설계기준사고 발생시 RCS에서 발생하는 열을 제거 및 핵분열생성물 누출 차단
  - 핵연료 피복재 보호: 1204°C 넘지 않도록
  - 원자로건물 건전성 확보: 수소 4w% 넘지 않도록
  - 원자로건물 내부 방사성물질 제거
  - 주제어실 건전성 확보
  - 냉각재 재고량 확보: 적절한 노심냉각
  - 주급수상실사고시 RCS 냉각기능

부지 외 개인의 피폭선량을 제한치 이내로 유지



공학적안전설비 구성

- 원자로건물계통, 원자로건물살수계통, 안전주입계통, 정지냉각계통, 보조급수계통, 공기조화계통 및 원격정지패널 등

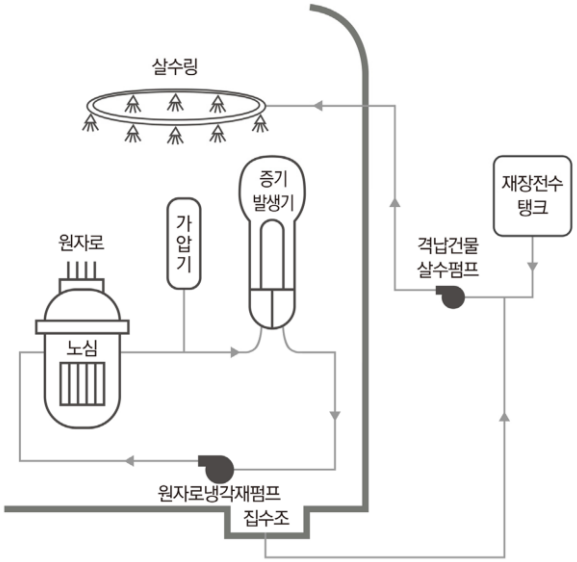
Components of ESF

원자로건물계통(격납건물계통)

- 원자로건물은 LOCA나 주증기배관파열사고(Main Steam Line Break, MSLB)와 같은 사고가 발생하더라도 노심 및 RCS 등으로부터 누출되는 방사능을 최소화
- 설계압력 및 온도: 57psig / 285°F(3.88기압 / 140.56°C)

원자로건물살수계통

- 원자로건물의 대기로부터 옥소(아이오딘) 및 기타 방사성물질을 제거하고 가연성 기체의 국부적 침적을 방지하기위해 대기를 혼합
- 원자로건물 내부의 열에너지를 제거함으로써 온도 및 압력을 감소



Components of ESF

안전주입계통(Safety Injection System, SIS): 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling System, ECCS) 중 하나

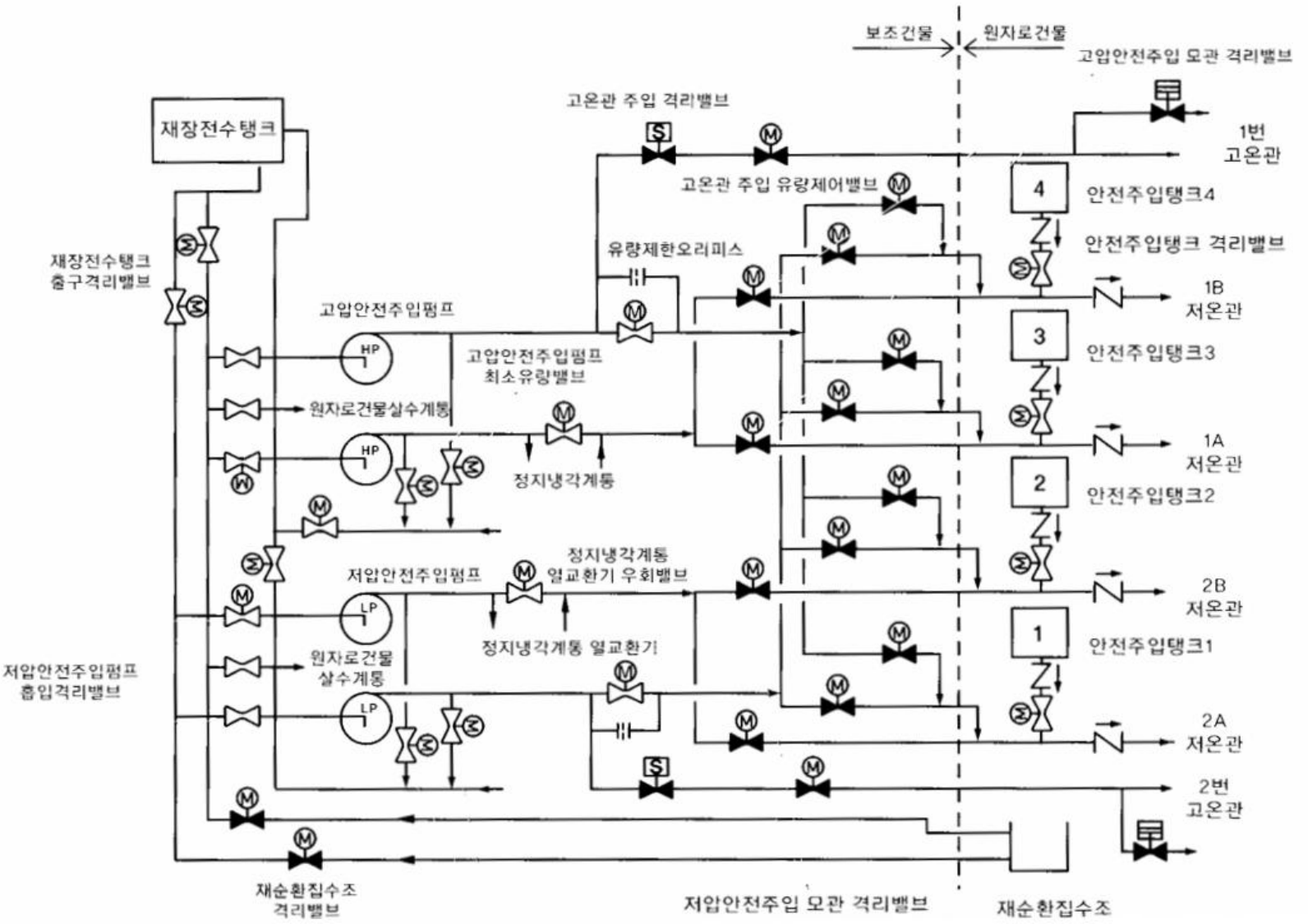
- ESF의 핵심, RCS의 LOCA 또는 MSLB로 인한 사고 시 RCS에 차가운 붕산수를 공급하여 노심 냉각 및 충분한 정지여유도(Shutdown Margin) 확보
- 재장전수탱크(Refueling Water Storage Tank, RWST) or In-containment RWST (APR1400)

- 능동계통(Active)
  - 안전주입작동신호(safety Injection Actuation Signal, SIAS) 발생 시 작동
  - 고압안전주입계통(High Pressure Safety Injection, HPSI)
  - 저압안전주입계통(Low Pressure Safety Injection, LPSI): 200psia (13.6atm) 작동

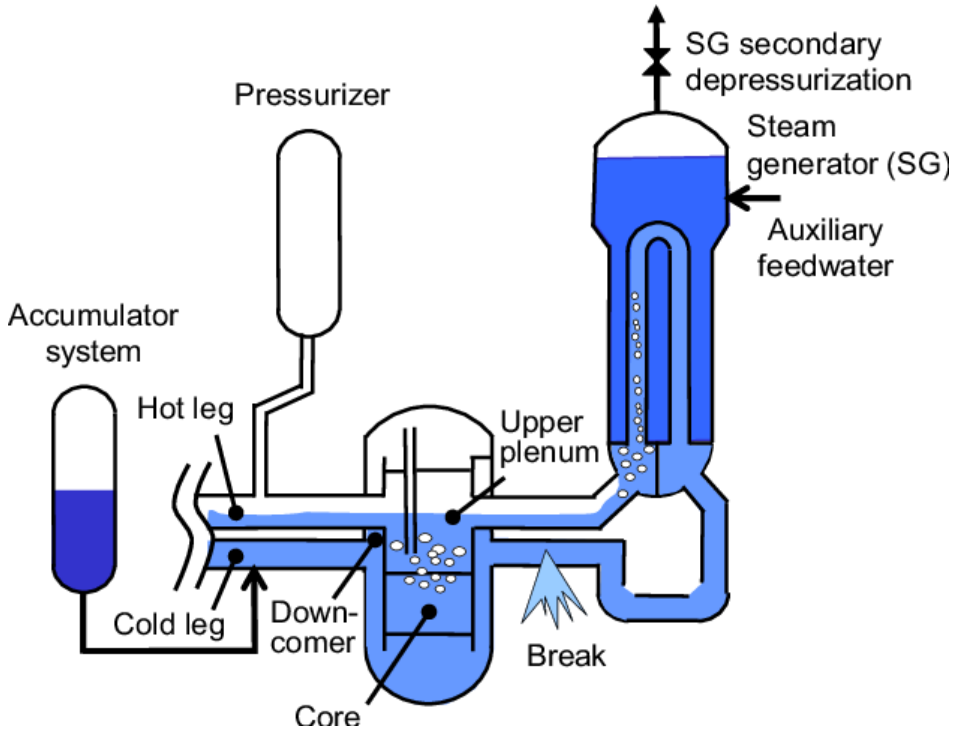
- 수동계통(Passive)
  - RCS의 압력이 탱크압력 이하로 감소하면 자동으로 주입(평소 질소로 40 기압 가압)
  - 안전주입탱크(Safety Injection Tank, SIT)

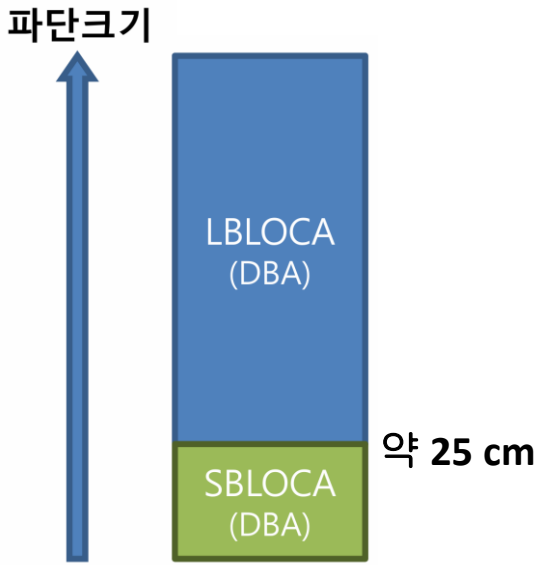
- 작동순서
  - Small Break LOCA(SBLOCA), MSLB와 같이 급격한 감소가 없을 때: HPSI
  - Large Break LOCA(LBLOCA)와 같이 급격한 감소: SIT(시간지연x)

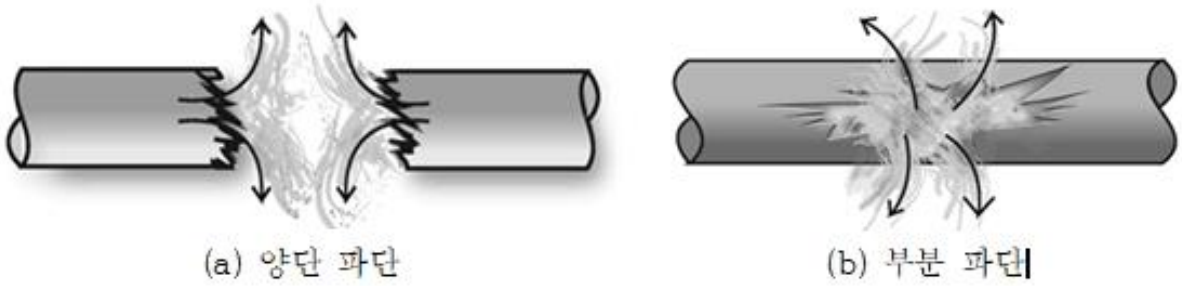
Components of ESF



Components of ESF



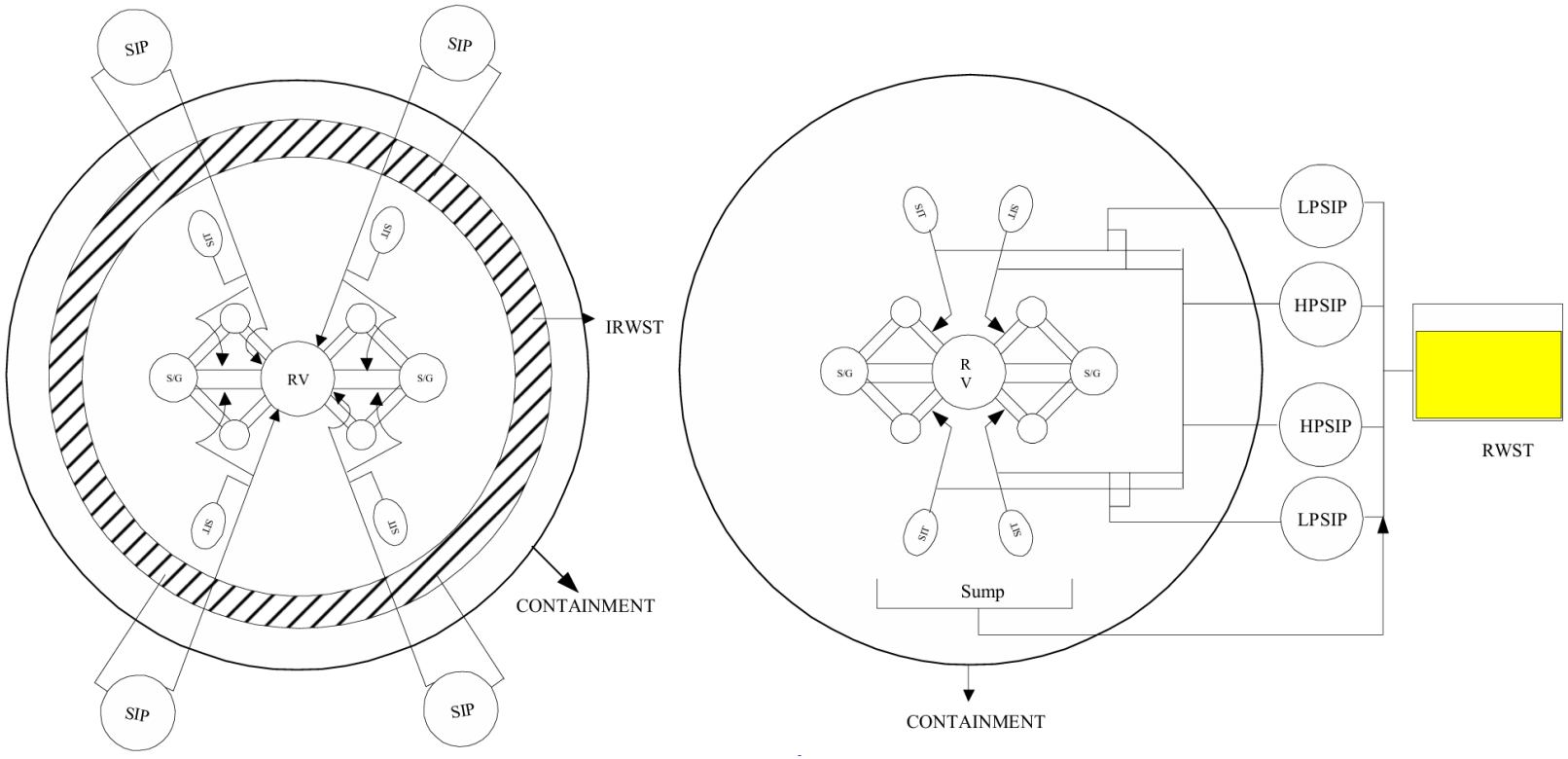




Components of ESF

SIS Comparison (APR-1400 vs. OPR1000)

- Direct Vessel Injection (DVI) vs. Cold-leg injection
- APR1400은 LPSI 없음, 대신 Fluidic Device를 SIT에 설치

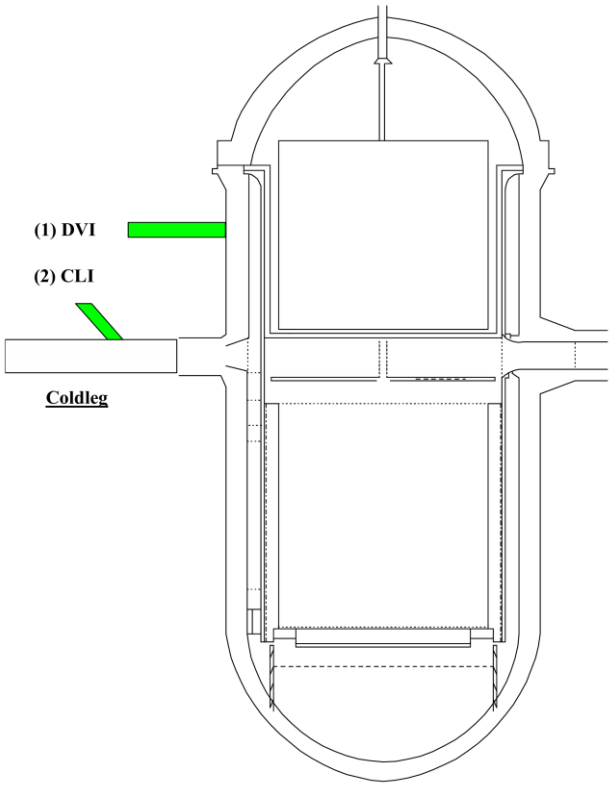


APR-1400 **OPR-1000**

Components of ESF

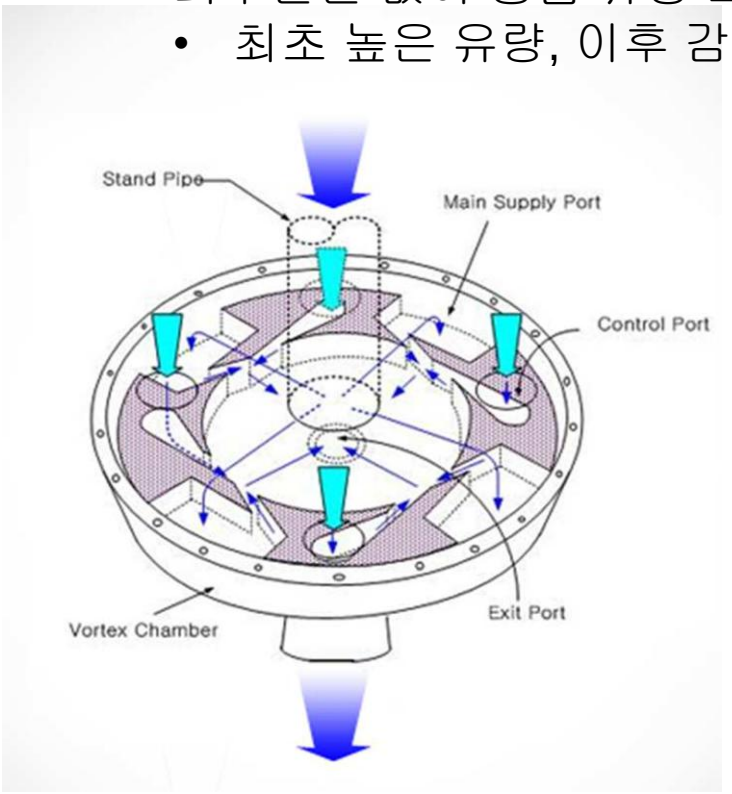
SIS Comparison (APR-1400 vs. OPR1000)

- Direct Vessel Injection (DVI) vs. Cold-leg injection
- APR1400은 LPSI 없음, 대신 Fluidic Device를 SIT에 설치



외부전원 없이 공급 유량 조절

- 최초 높은 유량, 이후 감소



Fluidic Device

Components of ESF

정지냉각계통(Shutdown Cooling System, SCS) or 잔열제거계통(RHRS)

- 원자로는 정지 후에도 기기잔열(Residual Heat) 및 붕괴열(Decay Heat)이 존재
- 원자로가 정지되면 초기에는 2차측 증기우회제어계통(Steam Bypass Control System)을 이용하여 증기발생기를 통해 RCS 냉각
- RCS가 350˚F(177˚C) 이하로 냉각되면 SCS를 운전하여 잔열 및 붕괴열 제거
  - 핵연료 재장전 온도까지 냉각(약 50˚C)
- LPSI 펌프가 정지냉각펌프 기능을 수행
- 과도한 온도변화로 인한 열응력을 피하기 위해 냉각비율을 적절히 조절
  - 기술운영지침서 명시

RCS로부터 고온 냉각재 흡입 → LPSI 펌프 → 열교환(냉각) → RCS 주입

보조급수계통(Auxiliary Feedwater System, AFS)

- 어떠한 사고로 인해 RCS의 SG에 급수를 공급하지 못할 경우 SCS가 냉각기능을 수행할 때까지 발전소를 고온대기상태로 유지하고 냉각(SG에 급수 공급)
- 보조급수작동신호(AF Actuation Signal, AFAS)를 받으면 45초 이내에 SG에 급수공급
- SG 저수위 및 수동으로도 작동
- 정상상태에서는 사용x

Overview

발전소보호계통(PPS) 개요

- 발전소의 안전을 위해 행정적인 규제지침과 함께 자동으로 작동
- NSSS의 운전상태를 감시: 제한치에 도달할 경우 원자로정지, ESF 작동신호 제공
  - 중성자속, 가압기 압력, SG 수위 등
- 사고 시 소외선량율이 10CFR100의 기준치를 초과하지 않도록 사고를 방지 및 완화

100.11 Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance.

TOP

(a) As an aid in evaluating a proposed site, an applicant should assume a fission produce release[1] from the core, the expected demonstrable leak rate from the containment and the meteorological conditions pertinent to his site to derive an exclusion area, a low population zone and population center distance. For the purpose of this analysis, which shall set forth the basis for the numerical values used, the applicant should determine the following:

(1) An exclusion area of such size that an individual located at any point on its boundary for two hours immediately following onset of the postulated fission product release would not receive a total radiation dose to the whole body in excess of 25 rem[2] or a total radiation dose in excess of 300 rem[2] to the thyroid from iodine exposure.

(2) A low population zone of such size that an individual located at any point on its outer boundary who is exposed to the radioactive cloud resulting from the postulated fission product release (during the entire period of its passage) would not receive a total radiation dose to the whole body in excess of 25 rem or a total radiation dose in excess of 300 rem to the thyroid from iodine exposure.

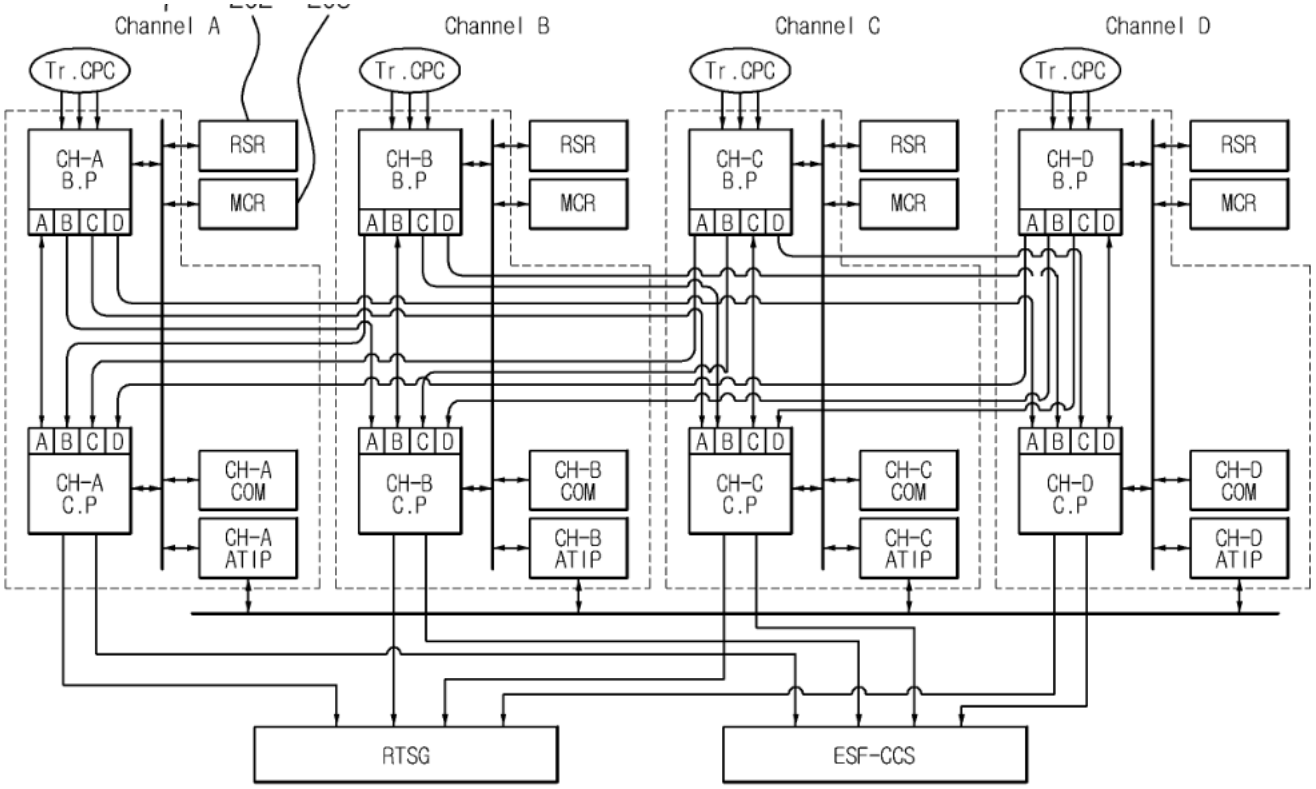
원자로보호계통(Reactor Protection System, RPS)과 ESF 작동계통으로 구성

- 충분한 다중성(Redundancy) 보유
- 어떠한 단일사고도 원자로정지나 보호동작에 관련된 PPS의 동작을 방해X

Plant Protection System

원자로보호계통(Reactor Protection System, RPS)

- 원자로 정지(Trip)를 유발



원자로트립장치 ESF-기기제어 계통



RPS의 기본 논리도

- 4개의 측정채널 중 2개 이상의 채널이 설정치를 넘어야 작동
- Trip 신호: 제어봉구동장치의 코일에 공급되는 전원을 차단(중력 낙하)

Plant Protection System

원자로보호계통(Reactor Protection System, RPS)

- 원자로보호신호

번호	원자로 정지신호	동시성	설 정 치	목 적
1	수동정지	2/4	스위치 조작	중복 보호 기능
2	가변 과출력	2/4	정격출력의 15%/min	과출력 및 가변 과출력 방지
	과출력		정격출력의 109%	
3	대수출력 고준위 (기동 및 정지 중)	2/4	정격출력의 0.018%/min	기동 중 출력폭주 방지 및 정지 중 원하지 않는 원자로 임계방지 (정격출력의 10^{-3}%이상에서 우회 가능)
4	가압기 고압력	2/4	168kg/cm^{2}a **16.48MPa**	RCS 과압방지
5	가압기 저압력	2/4	124kg/cm^{2}a~ 7.0kg/cm^{2}a	DNB 방지(28kg/cm^{2}g 이하에서 수동 우회 가능, 35kg/cm^{2}g 이상에서 자동 우회 해제)
6	원자로 건물 고압력	2/4	133cm H_2O	원자로건물 설계압력 초과 방지
7	증기발생기 저압력	2/4	63kg/cm^{2}a 이하	RCS 과냉각 방지
8	증기발생기 저수위	2/4	43%	급수 유량 상실사고 보호 1차 냉각재 과압 방지
9	국부출력 고밀도	2/4	69kW/m	핵연료 보호(정격출력의 10^{-4}% 이하에서 우회 가능)
10	저 핵비등 이탈률	2/4	≥1.30	DNB 방지(정격출력의 10^{-4}% 이하에서 우회 가능)
11	증기발생기 고수위	2/4	93%	증기발생기에서 습분 방출 방지로 터빈 보호
12	원자로 냉각재 저유량	2/4	정격유량의 90%이하	DNB 방지

표 5-1 • 원자로 보호신호





원자로트립 수동버튼(주제어실)

중성자속이 설정최대치 **or** 급격한 변화
(From 노외중성자속감시계통)

High logarithmic power
(미세한 출력변화도 쉽게 파악)

가압기 안전밸브의 설정치보다 낮게

MSLB로 압력감소 → **BP** 감소**(2**차측**)** → **1**차측의 과도한 냉각**(overcooling)** → **Positive MTC**

냉각재로부터 열전달 저하

노심보호연산기계통에서 **LPD**계산

Plant Protection System

ESF 작동계통(ESFAS)

- NSSS 관련 ESFAS는 DBA 시 사고의 결과를 허용치 이내로 유지하기 위해 작동
- RPS와 동일한 논리회로도
  - 안전주입작동신호: 붕산수 주입(LOCA, MSLB, Tube rupture, 제어봉인출 등)
  - 원자로건물격리작동신호: LOCA, MSLB 시 격납건물 관통 배관 차단(방사성 물질 유출 방지)
  - 원자로건물살수작동신호: LOCA, MSLB 시 격납건물 대기로 붕산수 살수(Heat, 방사성 아이오딘 제거)
  - 주증기격리신호: MSLB 시 노심열제거원 상실 방지
  - 재순환작동신호: SIS 이후 재장전수탱크 저수위 시 작동(집수조 붕산수 재순환)
  - 보조급수작동신호: SG에 보조급수 공급

- BOP 관련 ESFAS는 2개 채널 중 1개 채널이상이 설정치를 넘으면 작동신호
  - 핵연료건물비상배기작동신호
  - 원자로건물퍼지격리작동진호
  - 주제어실비상배기작동신호

Plant Protection System

정상운전 시
- NSSS 운전인자를 측정 및 감시(직류전압신호로 RPS, ESFAS로 전송)
- RPS, ESFAS에 전송되는 공통 운전인자도 있으며 한 쪽으로만 전송되기도 함

비정상운전 시
- 기술운영지침서 및 절차서 존재

사고 시
- DBA 시 사고 완화를 위해 ESFAS 발생시킴

기타 기능
- 경보
- 제어봉인출금지 신호 발생
- PPS 트립 우회: 저출력/저온도의 계통시험 등

Diverse Protection System

다양성보호계통(DPS) 목적

- PPS가 작동했으나 Trip이 되지 않았을 경우 작동
  - 다양성 개념으로 원자로 및 터빈의 Trip 유발, 보조급수계통 동작
  - PPS와 분리, 다중화된 논리회로 이용
  - RPS 및 ESFAS와 다른 논리회로 (2/2 동시논리)

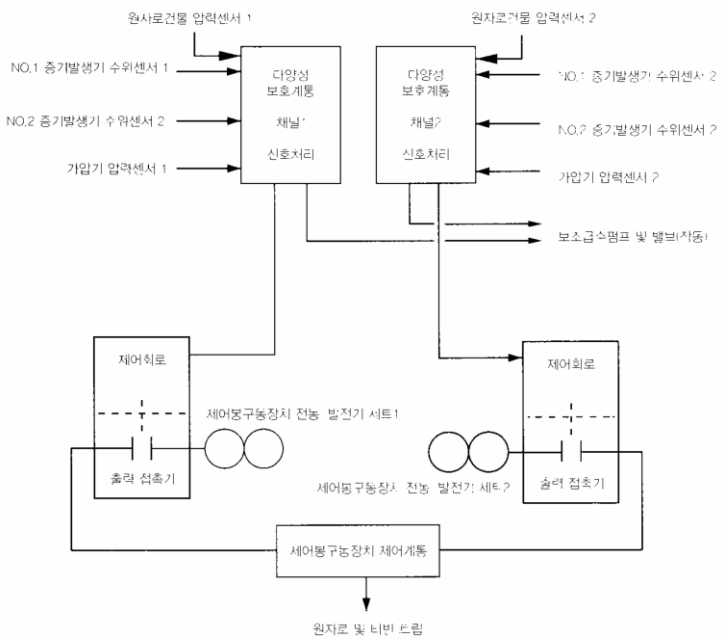


그림 5-2 • 다양성보호계통 기능블록도

계측제어 계통

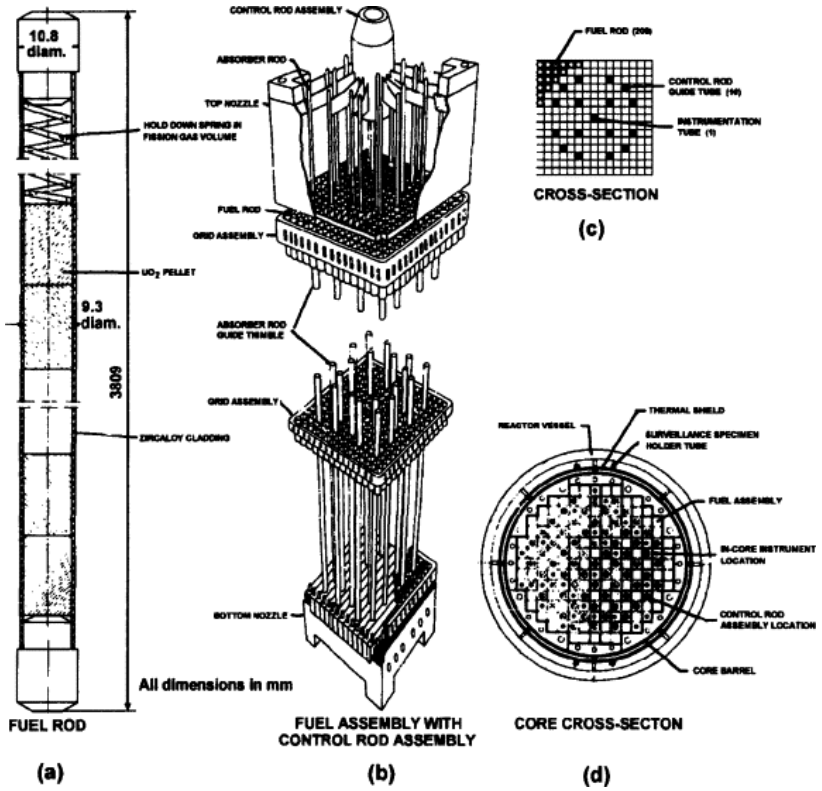
Instrumentation and Control System

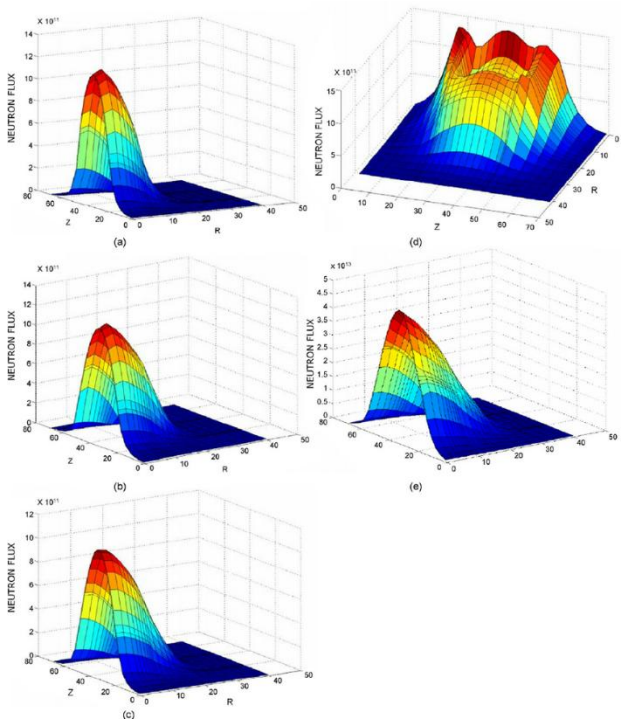


Digital Flux Mapping System

노내핵계측계통(DFMS)

- 노심의 출력분포 감시: 5개 검출기가 10, 30, 50, 70, 90% 노심높이로 축방향 분포
  - 노심내 45개 고정된 위치에 분포(안내관 삽입)
  - 전체노심대상 3차원 중성자속분포(Flux mapping) 도출 → LPD, DNBR로 변환
  - 축방향 출력분포는 노외계측기의 교정에도 사용



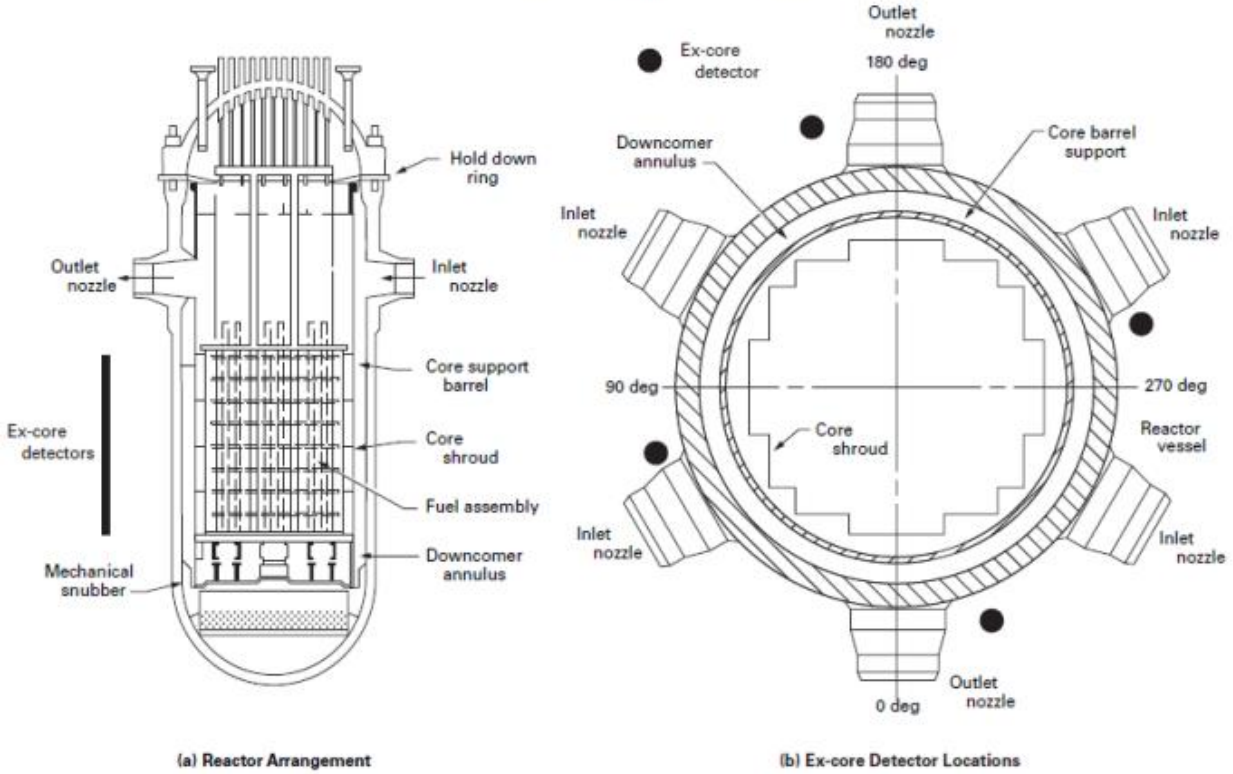


Ex-core Neutron Flux Monitoring System

노외중성자속감시계통(ENFMS)

- Reactor vessel 외부로 누설되는 중성자의 수 검출(전 출력의 200%까지 연속적 감시)
- 출력준위, LPD, DNBR 계산을 위한 중성자속을 CPCS로 전송
- 고대수출력, 가변과출력 신호를 RPS로 전송

Fig. 1 Reactor Arrangement Showing Typical Ex-Core Detector Locations



Core Protection Calculator System

노심보호연산기계통(CPCS) 개요

- 원자로의 운전제한치 중에서 DNBR 및 LPD에 대한 정지신호를 PPS에 제공
- 4대의 노심보호연산기, 2대의 제어봉집합체연산기, 4대의 운전원모듈 및 제어봉집합체위치표시계통

기능

- 원자로 정지신호 발생: PPS에 제공(저 DNBR, 고 LPD)
- 제어봉집합체인출금지신호 발생
- 제어봉집합체 위치 지시: 주제어실(MCR)에 표시

$$DNBR = \frac{q''_{CHF}}{q''_{actual}}$$

Minimum DNBR of

- BWR = 1.9
- PWR = 1.3

계측

- 제어봉집합체 위치
- 노외중성자속
- RCP 속도
- 고온관 및 저온관 온도
- 가압기 압력



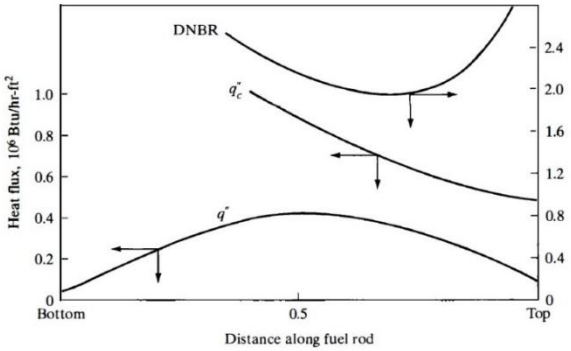


Figure 8.13 The actual heat flux, the computed critical heat flux, and the DNB ratio for a boiling-water reactor. (Courtesy of General Electric Company.)

Core Operating Limit Supervisory System

노심운전제한치감시계통(COLSS)

- 입력신호 처리, 출력 계산, 출력분포 계산, 출력운전제한치 계산, 운전제한조건 감시
- 노심보호연산기계통(CPCS)에서 예상운전과도사건 등에 대해 노심운전변수 계산
  - CPCS는 COLSS 대비 짧은 시간, 보수적 계산 → Low DNBR, High LPD(노외계측기)
  - COLSS는 정확한 계산, 시간이 더 걸림(Best calculation, 노내계측기 + 2차측 정보)
  - 발전소 과도상태에서는 CPCS가 유리(빠름)
- 운전원은 COLSS와 CPCS의 값을 비교
  - 기술운영지침서에는 COLSS가 작동하지 않을 경우 제한적 운전하도록 규정

$$DNBR = \frac{q''_{CHF}}{q''_{actual}}$$

Minimum DNBR of

- BWR = 1.9
- PWR = 1.3

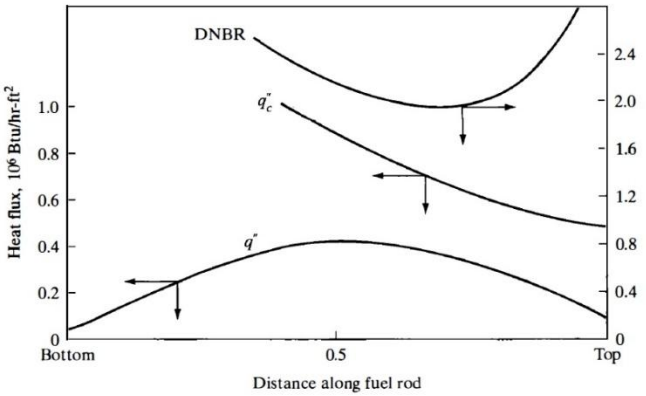


Figure 8.13 The actual heat flux, the computed critical heat flux, and the DNB ratio for a boiling-water reactor. (Courtesy of General Electric Company.)

Overview

발전소제어계통 개요 및 구성

- NSSS를 제어하는 원자로출력계통, 제어봉구동장치제어계통, 주급수제어계통, 증기우회제어계통, 원자로출력급감발계통, 가압기압력제어계통 및 가압기수위제어계통 등

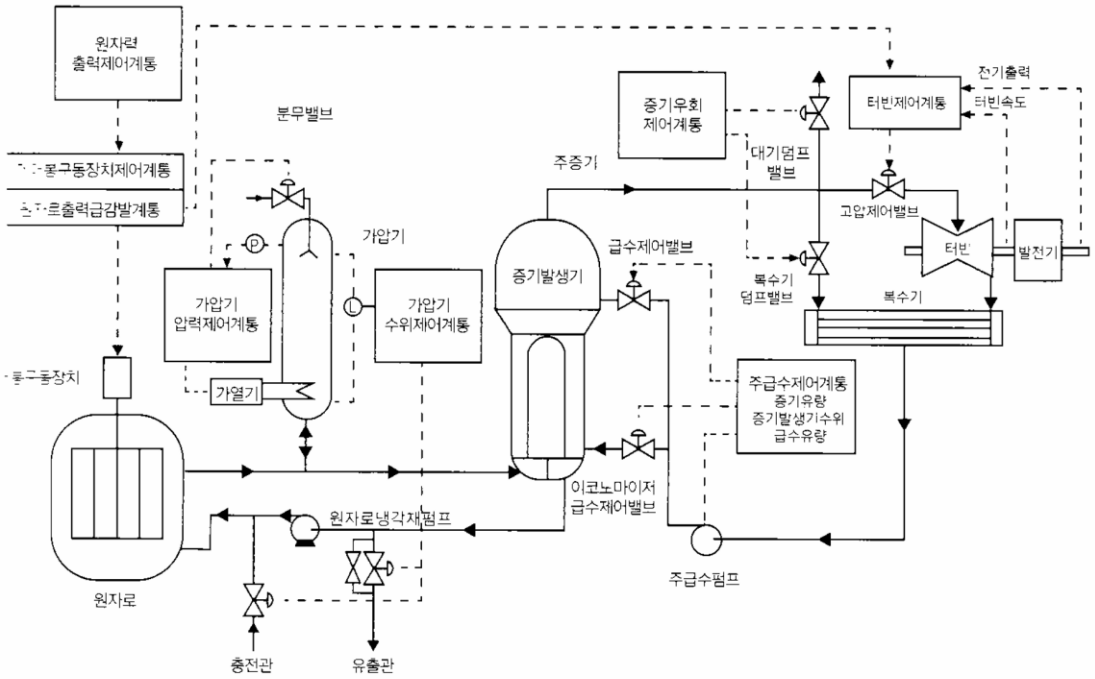


그림 7-1 • 핵증기공급계통 제어계통 개략도

Reactor Regulating System

원자로출력제어계통(RRS)

- 평균온도(T_{avg})는 터빈 부하의 함수로 프로그램(1단 증기압) → 제어봉 위치 조정
  - 터빈부하 증가 시 → 제어봉인출 → T_{avg} 증가 (when $T_{ref} > T_{avg}$)
  - 터빈부하 감소 시 → 제어봉삽입 → T_{avg} 감소 (when $T_{ref} < T_{avg}$)
- 자동제어계통(운전원에 의한 수동제어보다 빠르고 효과적으로 제어)

- 정상운전: 제어봉구동장치제어계통(CEDMCS) 자동제어모드 → T_{ref}와 T_{avg} 맞춤
- 0–15% 운전: CEDMCS 수동제어모드
- 15–100% 운전: CEDMCS 자동제어모드

MTC에 의한 감소

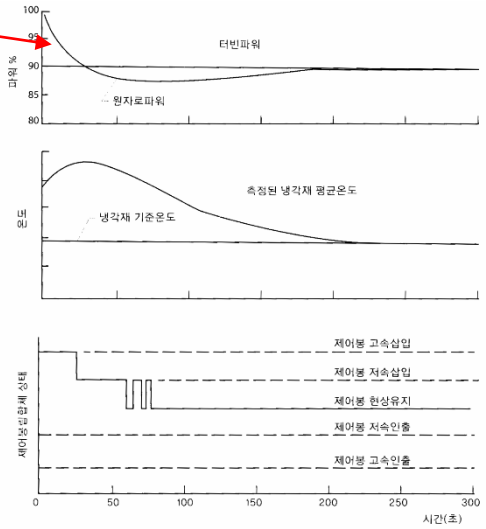


그림 7-4 • 단계적 부하감발(100% → 90%)

CEDM Control System

제어봉구동장치제어계통(CEDMCS)

- 제어봉을 움직이는 제어신호 발생(인출/삽입)
- 방향, 속도 및 시간 제어
- 고속운전: 10–40 inch/min
- 저속운전: 고속의 1/10

- 구동장치 운전
  - 자력으로 단계적으로 작동

- 운전원모듈 운전: 5가지 중 선택
  - 수동개별: 제어봉집합체 하나 선택하여 최대속도로 삽입/인출
  - 수동그룹: 그룹을 선택하여 최대속도로 삽입/인출
  - 수동연속: 발전소컴퓨터계통에 의한 순서에 의해 최대속도로 삽입/인출
  - 자동연속: 정격출력의 15–100% 출력에서 자동조절
  - 대기모드: 자동 및 수동명령 거부, 모든 제어봉의 구동 금지(But, Trip 가능)

- 트립 운전
  - CEDM 코일 전원이 차단

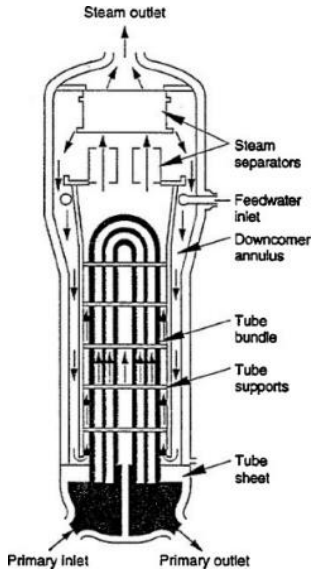
Feed Water Control System

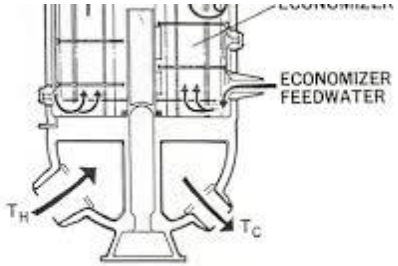
주급수제어계통(FWCS)

- 급수유량 조절하여 SG의 수위 적절히 유지
  - SG의 Downcomer와 Economizer의 개도 및 주급수펌프의 회전속도 조절

- 출력 20% 이하: 증기발생기 수위신호(단일 요소)
  - Economizer 밸브 닫힌 상태, 급수펌프 속도 최저(Downcomer로만 유량 발생)

- 출력 20% 이상: 증기유량신호, 급수유량신호, 증기발생기 수위신호(3요소)
  - Downcomer로 전체 급수유량의 10%(나머지 Economizer)





Steam Bypass Control System

증기우회제어계통(SBCS)

- 증기우회밸브를 통해 증기량 조절 → NSSS에서 발생한 에너지 중 남는 에너지 제거
  - RRS 제어범위를 초과하는 부하감발
- 가열 및 냉각운전 시 RCS의 T_{avg} 수동 제어
- 증기우회조건 발생 시 제어봉 자동인출금지(AWP) 신호
- 제어봉 자동동작 금지(AMI) 신호 → 불필요한 출력 감발 방지
- 터빈을 우회하는 증기의 최대 용량이 55% 초과 시 RPCS 작동

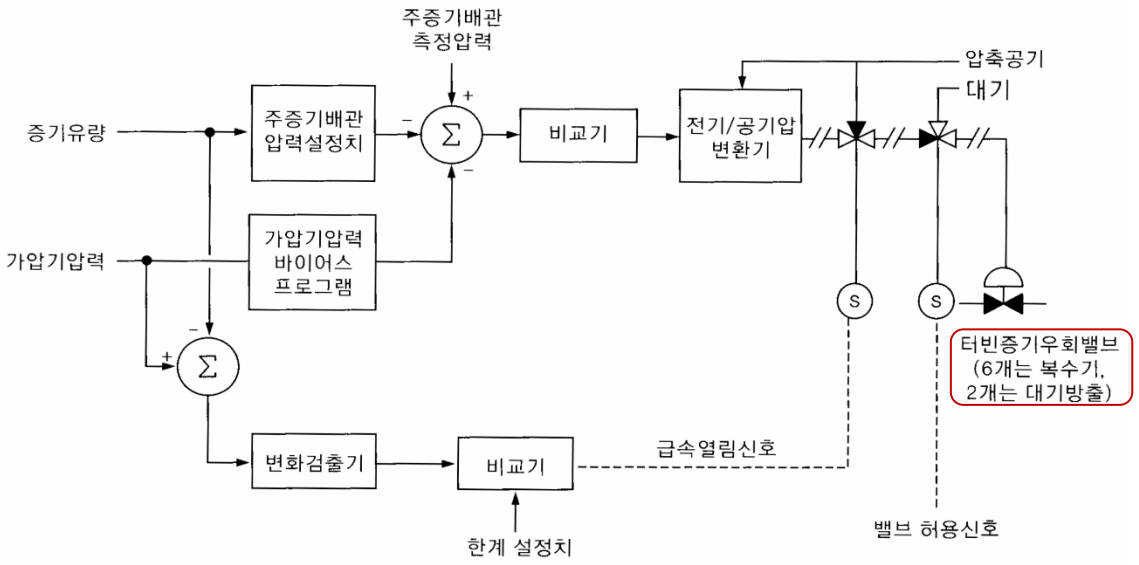


그림 7-8 · 증기우회제어계통 기능블럭도

Reactor Power Cutback System

원자로출력급감발계통(RPCS)

- 대형부하 탈락, 주급수펌프 Trip 등 과도현상에 대해 20–75% 출력으로 안정화 위함
- 제어봉집합체의 부그룹(Subgroup) 낙하, 터빈출력 신속하게 감소
  - RRS, SBCS, FWCS 등이 감당할 수 없는 감발 발생 시
  - 주급수펌프, 터빈 Trip 시 신호를 받아 자동으로 작동
  - SBCS에서 발생되는 신호 받아 자동으로 작동(요구신호)
  - 수동 동작 가능

암 신호(Arm command)

- 디지털제어봉제어계통으로 신호를 보내어 중력낙하

낙하 신호(Drop command)

- 암 신호에 따라 디지털제어봉제어계통으로 특정 낙하군에 대한 신호 송신

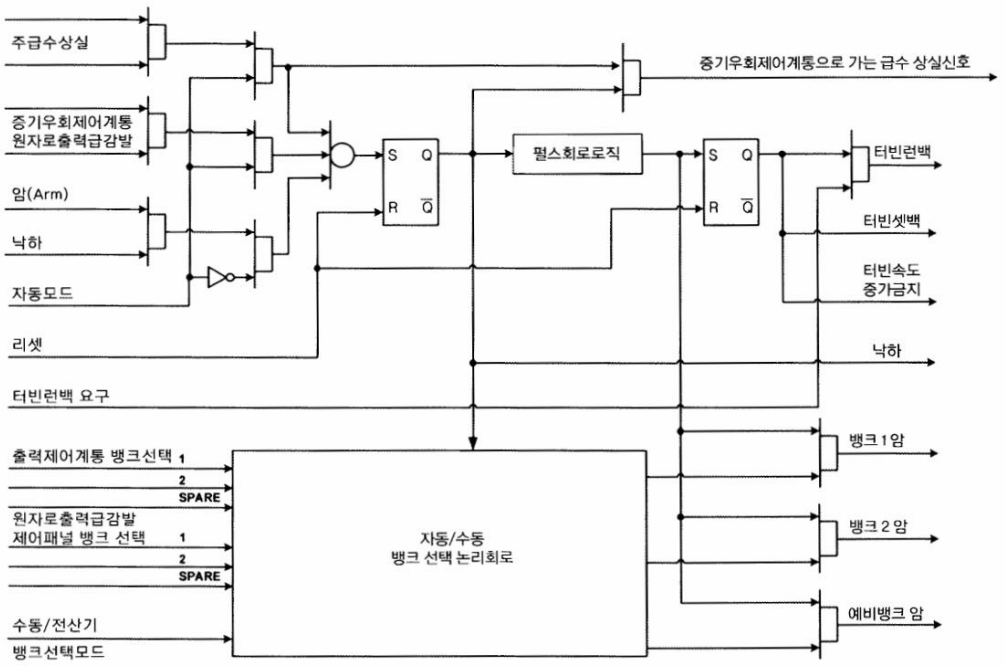
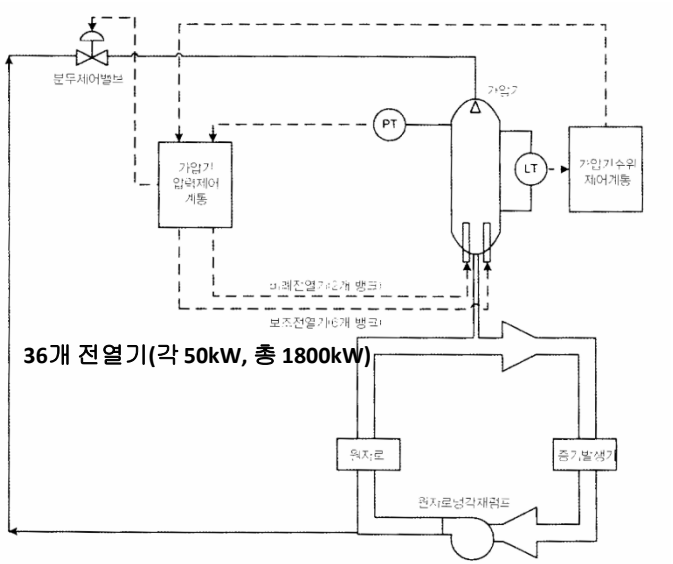


그림 7-9 • 원자로출력급감발계통 기능블럭도

Pressurizer Pressure Control System

가압기압력제어계통(PPCS)

- RCS의 압력설정치(2250 psia)로 제어하기 위한 자동 및 수동제어수단 제공
- 과도상태 시 전열기와 분무유량 제어 → 압력변화 최소화



36개 전열기(각 50kW, 총 1800kW)

그림 7-10 • 가압기제어계통 블록도

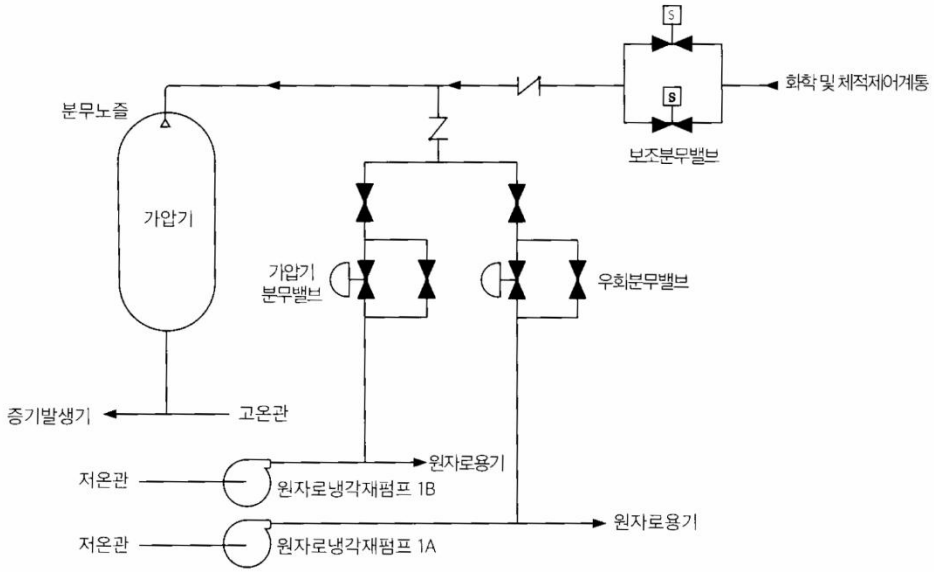


그림 7-11 • 가압기 압력제어(살수) 개념도

Pressurizer Level Control System

가압기수위제어계통(PLCS)

- CVCS 충전/유출 유량을 제어하여 수위를 자동/수동 조절
- 가압기 액체 체적은 부하감발(RCS 밀도 감소, Out surge) 시 수위 유지
  - 전열기가 증기에 노출되지 않도록
- 가압기 증기 체적은 설계기준 출력변화 시 압력변화로 인한 경보가 발생되지 않을 정도로 충분해야 함
- 가압기 큰 체적: 수위 유지 용이, but 격납건물 방출 에너지 큼 → 적절한 Sizing 필요

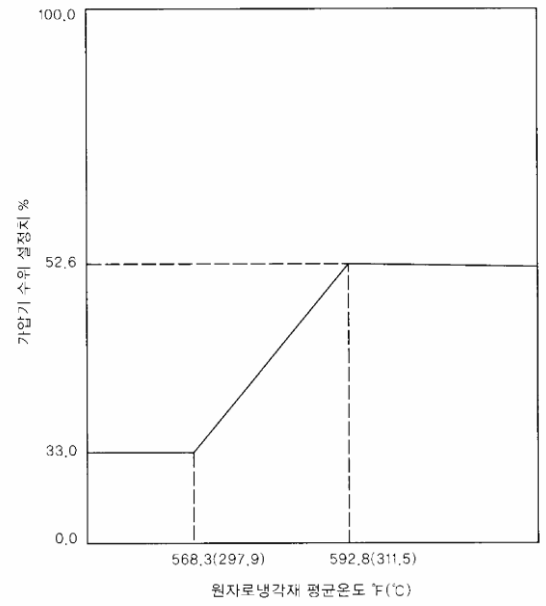


그림 7-12 • 가압기 수위 설정 프로그램

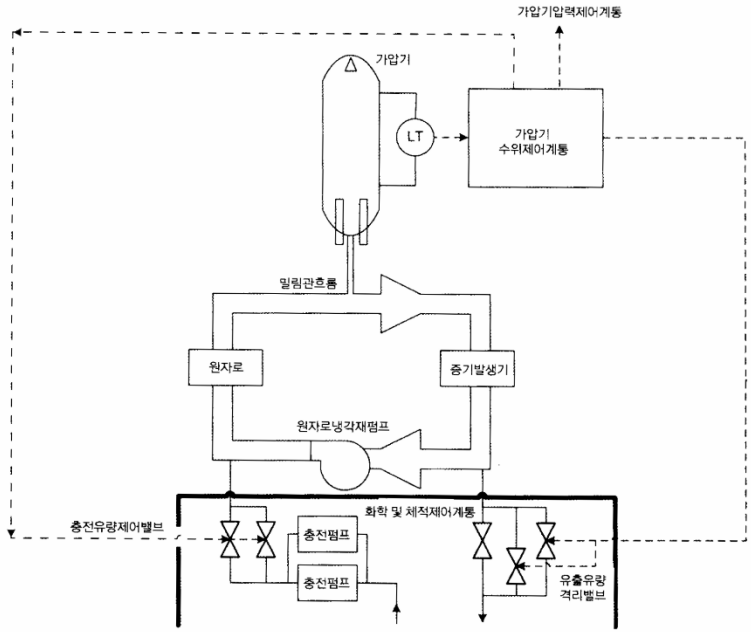


그림 7-13 • 가압기수위제어계통 기능블럭도

핵연료

Nuclear Fuel

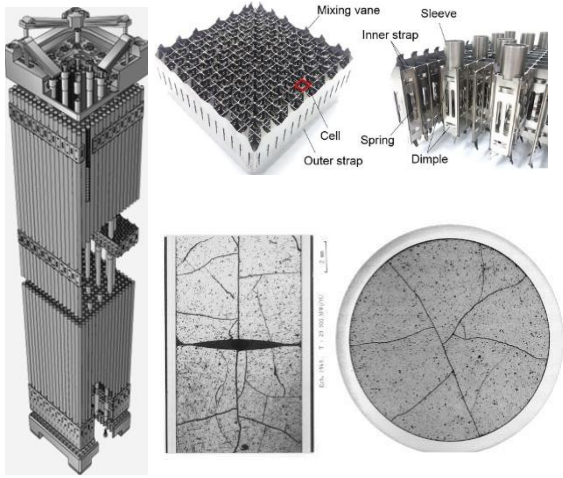


설계사항

설계 제한조건

- 핵연료(집합체) 및 관련기기는 원자로 내 가혹한 환경에 장시간 노출
  - 중성자, 방사선, 고온, 고압, 부식 등

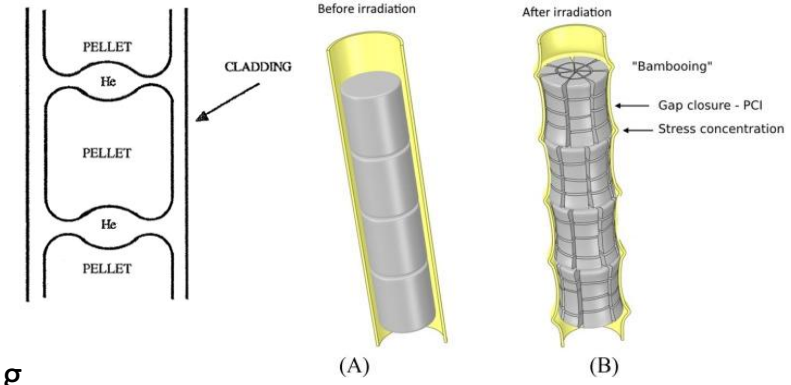
- 그러므로…
  - 기계적, 공간적 안정성 → 설계된 위치에 그대로 위치
  - 핵연료와 핵분열 생성물을 냉각재로부터 격리
  - 핵분열E가 냉각재로 전달될 수 있는 열역학적 요구사항 충족 → 용융 방지
  - 핵특성 요구를 충족 → 피복관의 경우 중성자 흡수를 잘 하지 않는 재료(Zr)
  - 내구성 → 고연소도 조건에서도 건전성 확보
  - 중간 및 최종처분에 적합한 설계
  - 사고조건에서 붕괴열을 충분히 제거할 수 있는 설계



핵연료 손상유형

Fuel Swelling(부풂)
- 핵분열생성물(FP) 및 중성자 조사

Fuel Densification(밀집화)
- 제조 과정의 작은 기공이 중성자 조사에 의해 감소

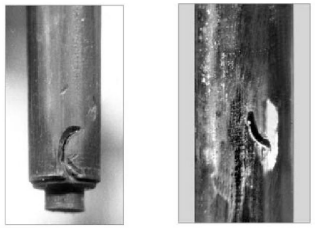


Thermal Expansion(열팽창)
- 피복재와의 접촉을 방지하기 위해 Dishing & chamfering

Pellet-Cladding Interaction(PCI)
- 팽창 + 화학반응(아이오딘) → Crack

Formation of Hybrides(수소화물 형성)
- 부식에 의해 피복관에 수소가 흡수
  - 피복관의 건전성 악화(취화)

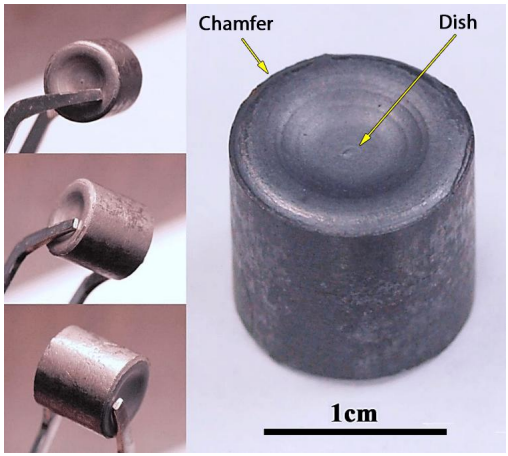
Debris Fretting and Grid-to-Rod Fretting
- 냉각재의 유동에 따른 진동에 의해 마모



Debris fretting



Grid-to-rod fretting Corrosion



핵연료 결함 탐지

감마선 탐지

- 핵종(FP)에 대한 방사능을 감시하여 핵연료 손상 여부를 탐지
- 피복관 손상 발생 → 냉각재 유입(Gap) → 1차측으로 FP 방출 → 방사능 준위 증가

I^{131} 방사능 측정

- 원자로정지 시 낮은 온도(수축)에 의해 유입 냉각수에 용해 및 방출 → 'Iodine-spiking'
- 이후 가동 시 팽창에 의해 Gap이 줄어듦으로써 냉각재 방출 → 'Iodine-spiking'
- 정상상태 혹은 작은 결함의 경우 탐지가 힘듦
- But, 갑상선 피폭 가능성에 대해 탐지(결함 탐지 목적 외에도 사고 시 방출량 제한)

Xe^{133} 방사능 측정

- Xe은 기체이기 때문에 조기탐지에 효과적 → 기체 누설을 포착하여 잠재적 결함 탐지
- 단순 검출로는 결함을 확신할 수 없음(미량의 Tramp U: 파손과 무관한 잔존량)