

ENERGY

원자력안전 워크숍

한빛 원전 1호기 출력급증 사건 평가

POWER

일시: 2019년 5월 30일, 14:00-16:00

장소: 서울 팜스트파이브 시청점 5층 컨퍼런스룸

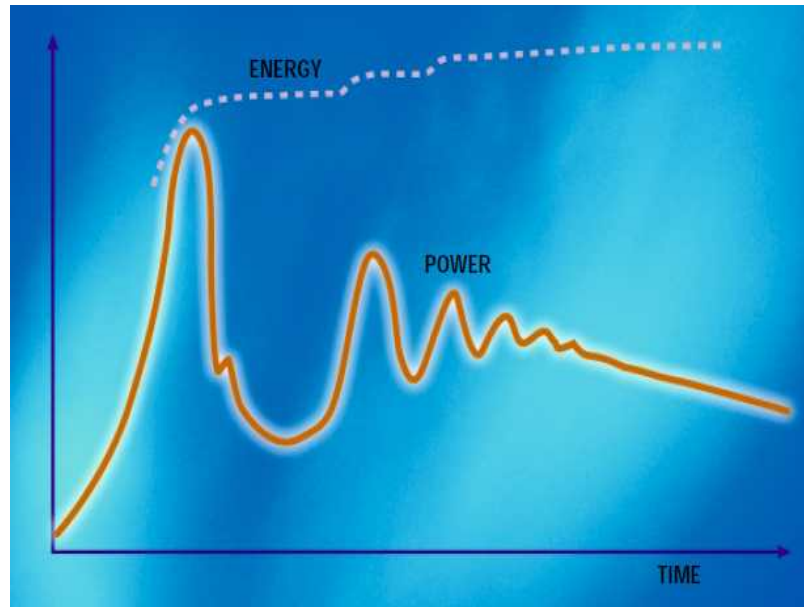
주최: 원자력안전연구회

TIME

순서

1. 한빛 사건 전개 개요 및 현황
2. 원자로 제어와 관련 규정
3. 핵사고와 체르노빌 사고 반추
4. 교훈과 향후 개선방향

1. 한빛 사건 전개 개요 및 현황



한빛1호기 사건 전개 개략

5월10일 한빛1호기 원자로 '수동 정지' 시간대별 상황

자료: 원자력안전위원회

단 10초면 노심출력 확인,
원자로 수동정지 가능한
사항을 10시간 이상 지체



03:00	제어봉 제어능 측정시험 시작
09:30	제어봉 실제위치와 지시 간 편차 발생
10:30~10:31	제어봉 인출 과정 중 원자로 출력 18%*까지 상승 → 원자로냉각재 온도 상승 → 증기발생기 수위 상승 → 주급수펌프 차단 → 비상 보조급수펌프 자동 기동 *운영기술지침서상 제한치는 5%
10:32	인출된 제어봉 자심임
10:53	한수원, 원안위 지역사무소에 유선보고
11:05	원안위 지역사무소 주재관 현장 확인
12:30	원자력안전기술원(KINS) 사건조사단 현장 파견
16:00	원자력안전기술원 사건조사단 현장 점검 착수
22:02	원자로 수동정지

단 10초면 노심 출력 확인, 원자로 수동정지 가능한 사항을 10시간 이상 지체

□ 답변

- 현재까지 파악된 사건발생 조사 경위는 아래와 같습니다.
- '19.5.9.(목) 15시경 원안위는 한빛1호기 임계 허용
19:31 한수원은 원자로 임계 도달
- '19.5.10.(금) 03:00 제어봉 제어능 시험 착수
10:32 보조급수펌프 기동
10:53 한수원은 원안위 지역사무소에 구두보고
11:05 원안위 지역사무소 직원 현장확인 착수
12:30 KINS 사건조사팀 출발
16시경 KINS 사건조사팀 현장도착
18시경 KINS 조사팀이 운영기술지침서 상 열출력 제한치 (5%) 초과가 의심되어 한수원에 자료 및 검토 요구
21:12 한수원은 검토 결과 등을 포함하여 수동정지가 필요하다는 결론을 도출하여 원안위에 보고
21:37 원안위는 수동정지 지시
22:02 한수원은 한빛1호기 수동정지
- '19.5.13.(월)~5.15.(수) KINS는 제어봉 시험과정 중 제어봉 인출경위 등 상세조사를 진행
- '19.5.15.(수) KINS는 면허 비보유자인 정비팀 직원이 제어봉 조작을 했다는 정황을 인지
- '19.5.16.(목) KINS는 위의 사실을 한수원에 재확인하고 원안위에 구두보고
- '19.5.16.(목)~5.17.(금) 원안위는 현장에서 관련자 면담을 통해 면허 비보유자의 제어봉 조작 및 발전팀장의 지시·감독 미흡 정황 확인
- '19.5.20.(월) 운영기술지침서 준수 의무 및 면허 비보유자 제어봉 조작시 원자로조종감독자면허자의 지시·감독 등에 대해 특사경 투입 특별조사 착수

1차측 열출력이 더 반응이 빠르고 정확함을 몰랐는가.

3 원자로 수동정지 결정

- ☐ 원자로출력은 노외중성자속 계측기* 기준으로 18.06%까지 증가
 - 원자로 외부로 누설되는 중성자수를 측정하여 원자로의 출력을 측정함
- ☐ 원자로정지 전 주전산기 열출력*은 5%를 초과하지 않은 것으로 확인
 - 증기발생기 급수/증기의 에너지 변화량을 측정하는 방법(온도변화 및 유량 등)으로 계산이 됨
- ☐ 노외중성자속 출력이 18.06%이므로 열출력이 5%를 초과한 것으로 보수적으로 판단하여 원자로 수동정지를 결정함
 - 운영기술지침서 상 원자로특성시험 시 열출력이 5%를 초과할 때 원자로를 수동정지 하도록 되어 있음

한빛1호기 의문사항

- 제어봉가에 대한 계산 오류 원인, 계산서 유무
- 원자로감독자와 제어봉 조작자와의 대화 내용
- 기술지침서의 열출력=중성자출력임을 몰랐는가
- 기술지침서 5% 출력에서 수동정지 알면서 몰랐다고 한 이유
- 사고원인 추정 : 과로로 인한 판단력 부재
 - 관행적으로 초임계 우려를 하지 않은 것은 정비기간 단축 위해?
 - 불시정지 방지 목적으로, 안전을 포기한 조치 (예: 일부 원자로 정지 신호들을 삭제?)

제어봉 제어성능 시험

- 방법

기존 방법	신규 방법
제어봉 교환법	동적제어봉제어능 측정법
2일	1일
봉소 주입/희석 후 제어봉교환	제어봉 삽입/인출 후 중성자 측정
임계 조정	임계이하
주의:교환측정시 제어봉간 위치 불일치	주의:1DPM이하 기동률

- 사고조건 : 신규방법 2회 실패후 기존방법 적용
- 2회 실험 실패후 익숙하지 않은 방법에 의한 작업중 고장 후 반응도 계산 실패(66->100 step)

한빛1호기 의문사항

10% 자동정지, P-10 제거?

12.2.3.3 High Neutron Flux Trip - Intermediate Range

This trip, Figure 12.2-3, occurs when the current output from at least one of the two intermediate range channels indicates greater than the equivalent of 25% power. The intermediate range trip, which provides protection against reactivity excursions and startup accidents, can be manually blocked if at least two of the four power range channels exceed 10% of full power (P-10). If at least three of four (3/4) power range channels fall below the P-10 setpoint value, the trip function is automatically reinstated.

12.2.3.4 High Neutron Flux Trip - Power Range

This trip, Figure 12.2-4, occurs when at least two of the four (2/4) power range channels indicate greater than the trip setpoint. Two independent trips are provided: a high setting at 109% and a low setting at 25%. The high trip setting provides protection against overpower during normal power operations. The low setting, which provides protection against reactivity excursions and startup accidents, can be manually blocked when at least two of the four power range channels indicate greater than 10 percent of full power (P-10).

b. 중간 영역 고중성자속 트립(Intermediate range high neutron flux trip)

2 개의 중간 영역 채널 중 하나가 트립 설정값을 넘을 때 중간 영역 고중성자속 트립 회로가 원자로를 트립시킨다. 원자로 기동시에 보호 기능을 제공하는 이 트립 기능은 4 개의 출력 영역 채널 중 2 개가 대략 10 % 출력(P-10)을 넘게 되면 수동으로 차단할 수 있다. 4 개의 채널 중 3 개가 이 값 이하이면 자동적으로 중간 영역 고중성자속 트립 기능을 회복하게 된다. 중간 영역 채널(검출기를 포함하여)은 출력 영역 채널과 분리되어 있다. 중간 영역 채널은 발전소 정지(shutdown)시 혹은 기동 이전에 채널 시험을 가능하게 하기 위하여 핵계장함(nuclear instrumentation racks)에서 개별적으로 우회시킬 수 있다. 이러한 우회 조치는 제어판상에 경보로 나타난다. 고리 1, 2, 3, 4/영광 1, 2호기 모두 적용된다.

d. 출력 영역 중성자속 고증가율 트립(Power range high positive neutron flux rate trip)

이 회로는 4 개의 출력 영역 채널 중 2 개에서 비정상적으로 출력 증가율이 커질 때 원자로를 트립시킨다. 이 트립 기능은 중간 출력으로부터 low-worth 제어봉 인출 사고를 막기 위한 DNB 보호 기능을 제공하며 언제든지 기동될 수 있다.

고리 1, 2, 3, 4/영광 1, 2호기 모두 적용된다.

e. 출력 영역 중성자속 고감소율 트립(Power range high negative neutron flux rate trip)

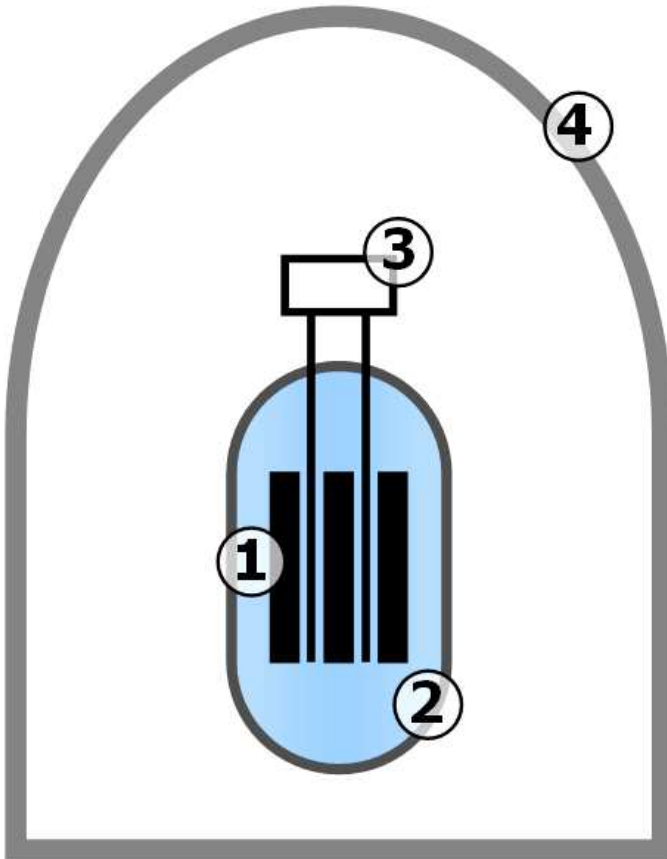
이 회로는 4 개의 출력 영역 채널 중 2 개에서 비정상적으로 출력 감소율이 커질 때 원자로를 트립시킨다. 이 트립 기능은 2 개 이상의 제어봉 낙하 사고를 막기 위한 보호 기능을 제공하며 언제든지 기동될 수 있다. 하나의 제어봉 낙하 사고를 막기 위한 보호 기능은 DNBR의 발생을 방지하기 위해 요구되는 것은 아니다.

고리 1, 2, 3, 4/영광 1, 2호기 모두 적용된다.

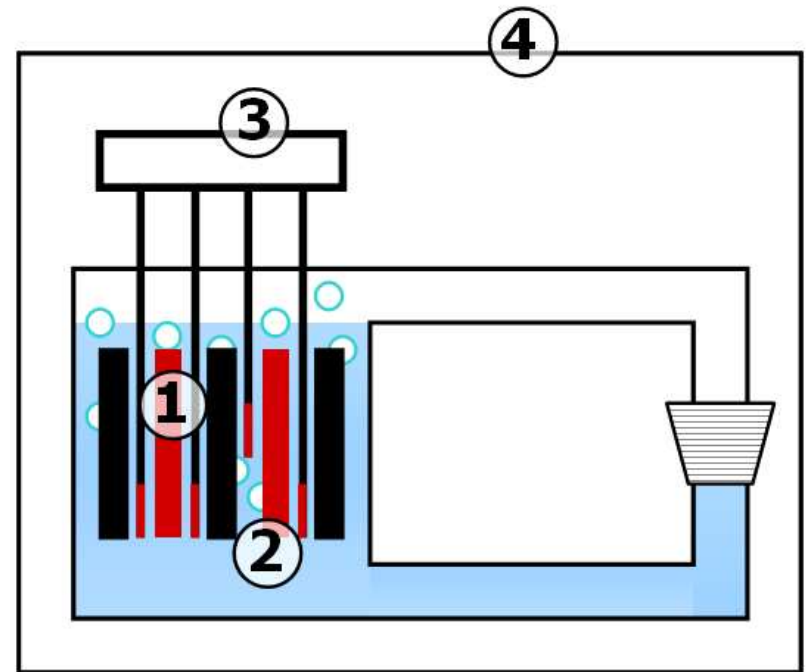
한빛1호기 vs 체르노빌

Pekka Tuominen '98
Public Domain

LWR



RBMK



한빛1호기 VS 체르노빌

	한빛 1 (경수로)	체르노빌(흑연감속로)
원자로유형	냉각재: 물, 감속재: 물	냉각재: 물, 감속재: 흑연
핵반응 계수	기포반응도 음수 출력↑ 기포↑ 출력↓	기포반응도 양수 출력↑ 기포↑ 출력↑
시험 목적	제어 성능	정전 시 디젤발전기 기동전 터보-발전기 의 급수펌프 전기 공급 가능 시간 측정
시험전 출력	< 1%	7% (정적출력 22~32%)
제어봉 조작 문제점	제어봉 과다 인출	제어봉 과다 인출
출력 증가율	18% /min	10,000% /7sec
원자로 자동 정지 설정치	25%	자동정지 BLOCK
원자로 수동정지 기준	5%	?
수동 정지 여부	No	Yes
사건 등급(IAEA)	0?	7

2. 원자로 제어와 관련 규정



원자로의 운전이나 핵연료물질·방사성동위원소등의 취급은 대통령령으로 정하는 바에 따라 위원회의 면허를 받은 사람이나 「국가기술자격법」에 따른 방사선관리기술사가 아니면 이를 할 수 없다. 다만, 제106조제1항에 따른 교육 및 훈련을 받은 사람이 제2항 각 호(제2호는 제외한다)의 면허를 받은 사람 또는 「국가기술자격법」에 따른 방사선관리기술사의 지시·감독하에 이를 운전하거나 취급하는 경우에는 그러하지 아니하다.

② 제1항의 면허는 다음과 같이 구분한다.

1. 원자로조종감독자면허
2. 원자로조종사면허
3. 핵연료물질취급감독자면허
4. 핵연료물질취급자면허
5. 방사성동위원소취급자일반면허
6. 방사성동위원소취급자특수면허
7. 방사선취급감독자면허

Standard Technical Specifications Westinghouse Plants

Bases (Sections 2.0-3.3)

Issued by the
U.S. Nuclear Regulatory Commission

Office of Nuclear Reactor Regulation

April 1995



DISTRIBUTION OF THIS DOCUMENT IS UNLIMITED

MASTER

웨스팅하우스형 원자로 기술지침서: MOD 2에서 노물리시험 운전제한조건

ACTIONS

A.1 and A.2

If the SDM requirement is not met, boration must be initiated promptly. A Completion Time of 15 minutes is adequate for an operator to correctly align and start the required systems and components. The operator should begin boration with the best source available for the plant conditions. Boration will be continued until SDM is within limit.

Suspension of PHYSICS TESTS exceptions requires restoration of each of the applicable LCOs to within specification.

B.1 열출력 5%초과시에는 설계기준 초과 방지를 위해 원자로 정지

When THERMAL POWER is $> 5\%$ RTP, the only acceptable action is to open the reactor trip breakers (RTBs) to prevent operation of the reactor beyond its design limits. Immediately opening the RTBs will shut down the reactor and prevent operation of the reactor outside of its design limits.

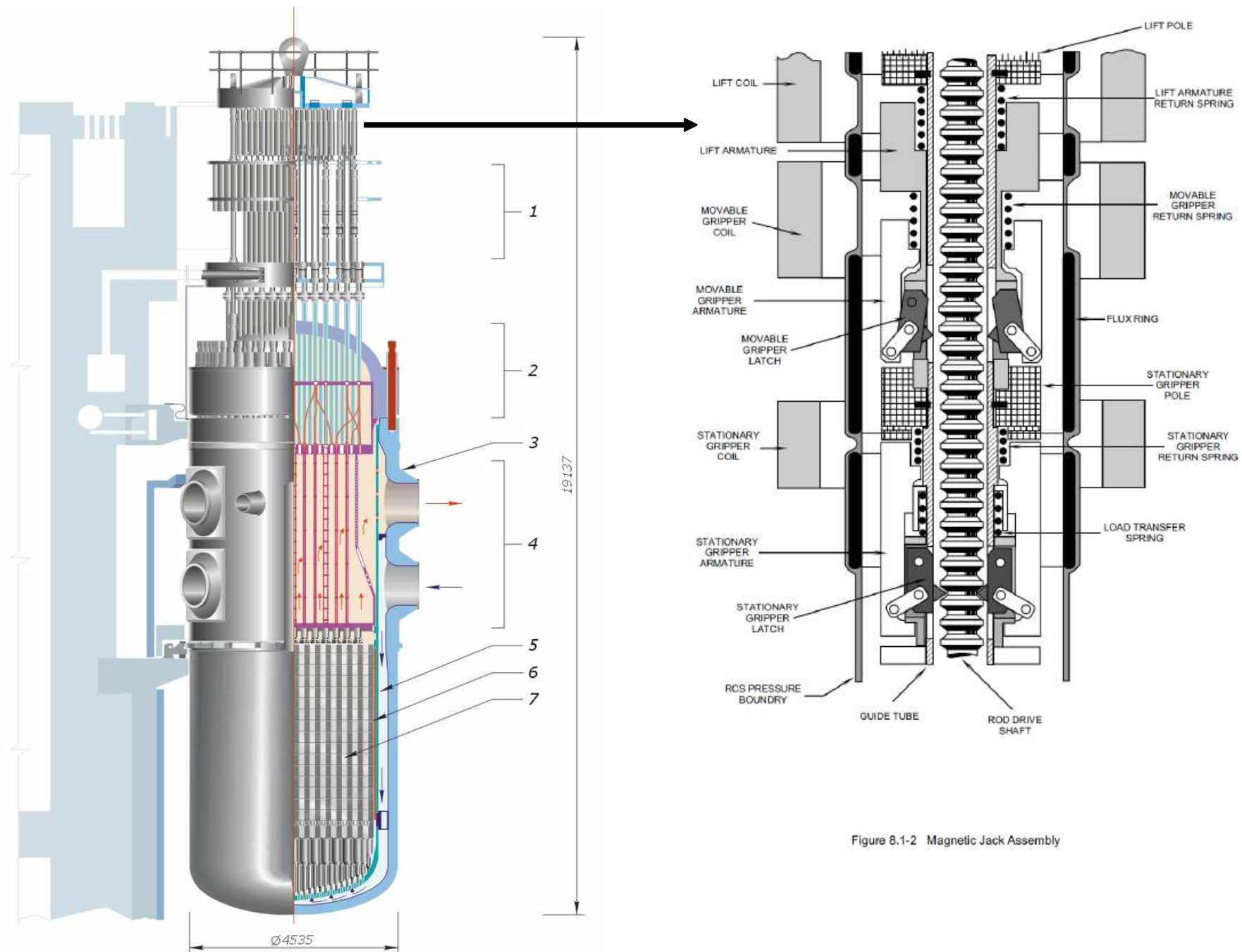
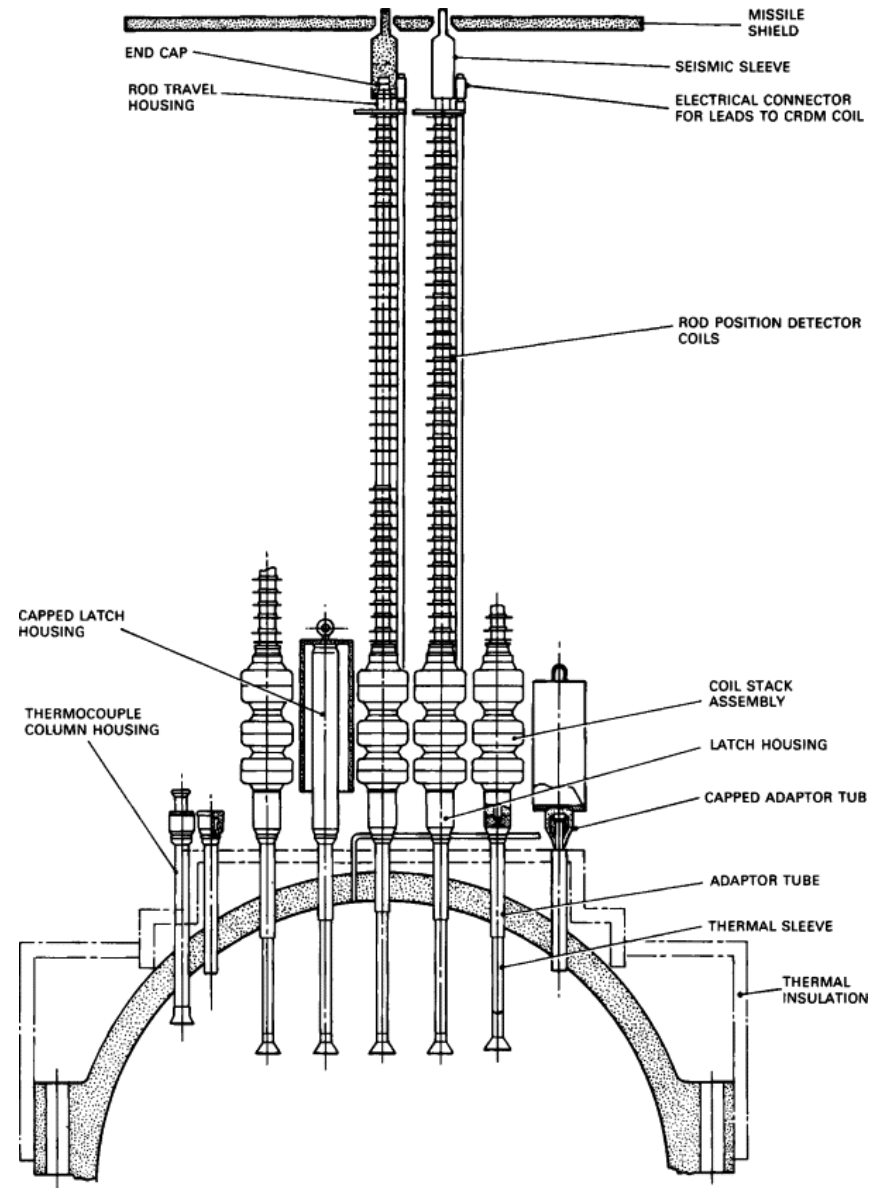
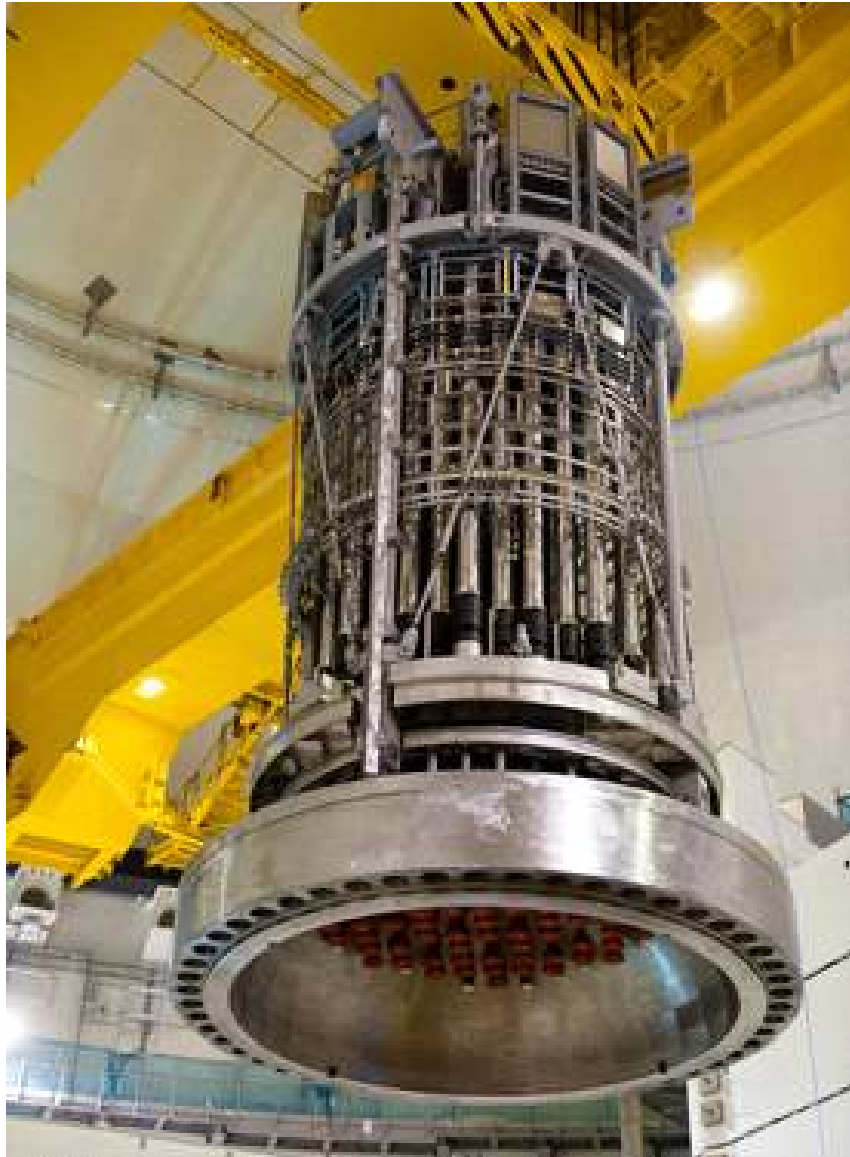


Figure 8.1-2 Magnetic Jack Assembly





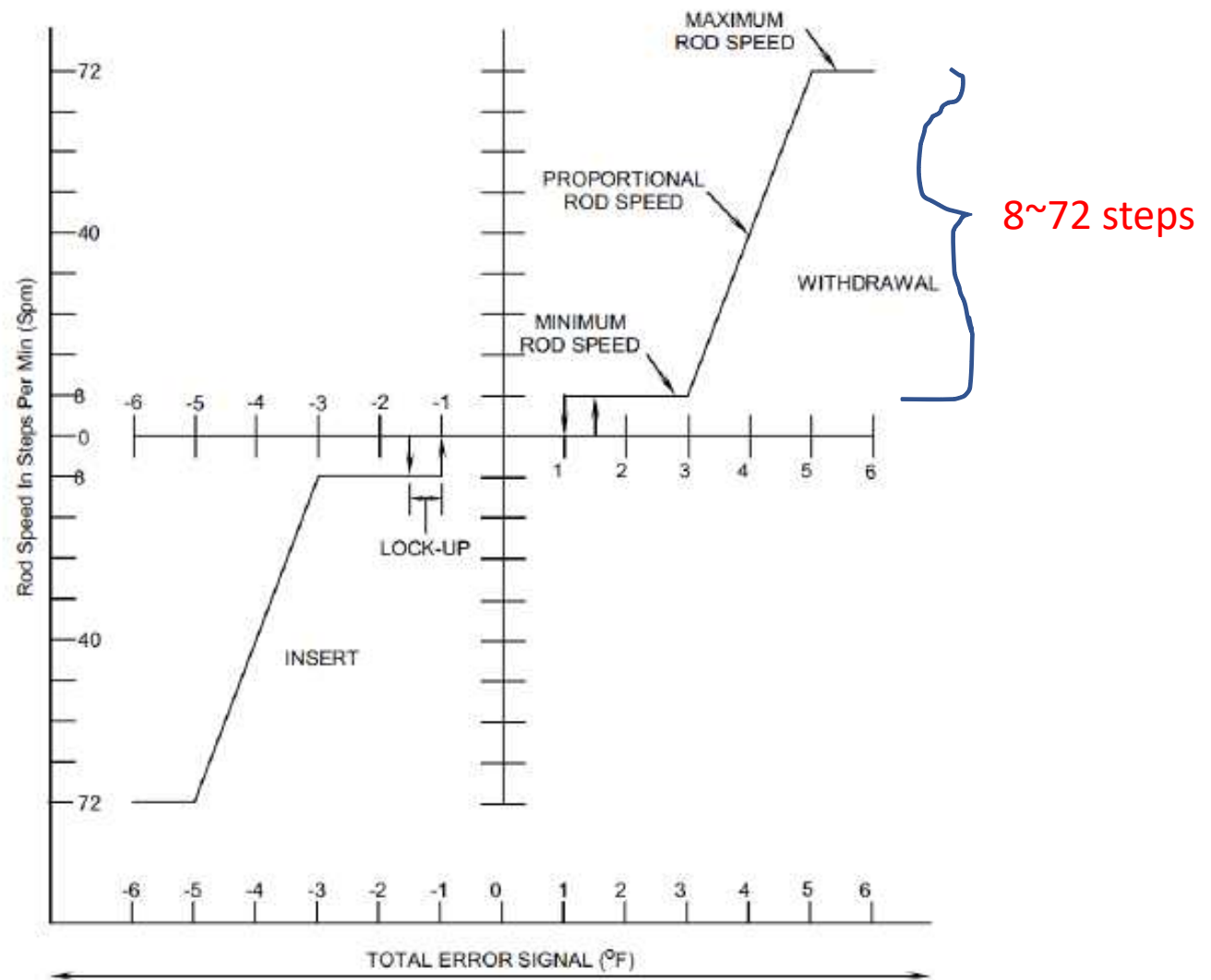


Figure 8.1-4 Rod Speed Program

8.1.4.1 Bank Selector Switch

The bank selector switch is a ten (eleven in some plants) position switch that permits selection of individual banks, manual control, or automatic control. A description of each position is given below.

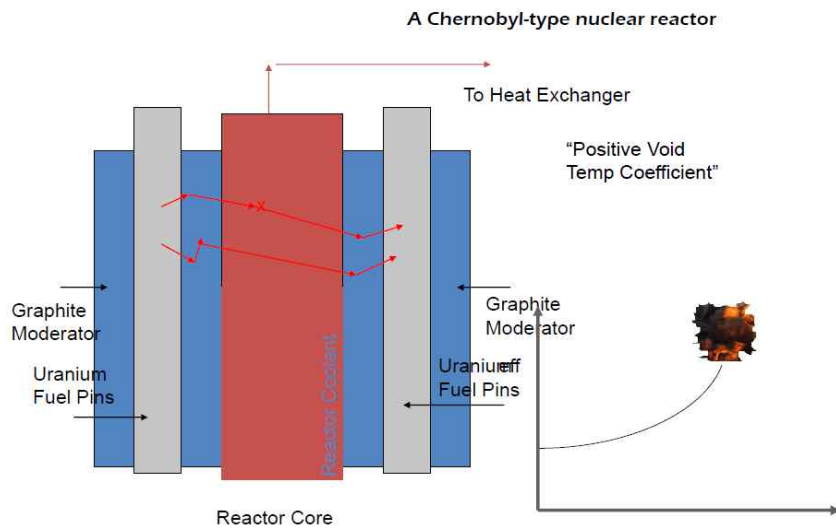
MANUAL

In this position, the control rods are withdrawn or inserted by the use of the IN-HOLD-OUT switch. The bank sequence and overlap program (section 8.1.5) is maintained with the rods in manual rod control. The rod speed is adjustable between 8 and 72 steps/min. with a potentiometer located within the rod control cabinet. The speed normally selected for manual operation is 48 steps/min.

기포 반응도 계수

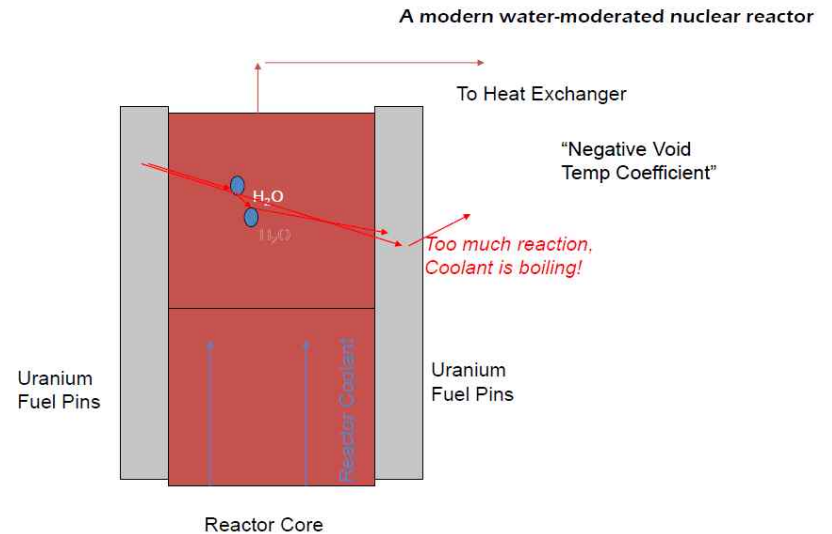
체르노빌 RBMK 원자로, 중수로
(압력관형)

기포증가 → 중성자 흡수 감소 → 핵분열 증가

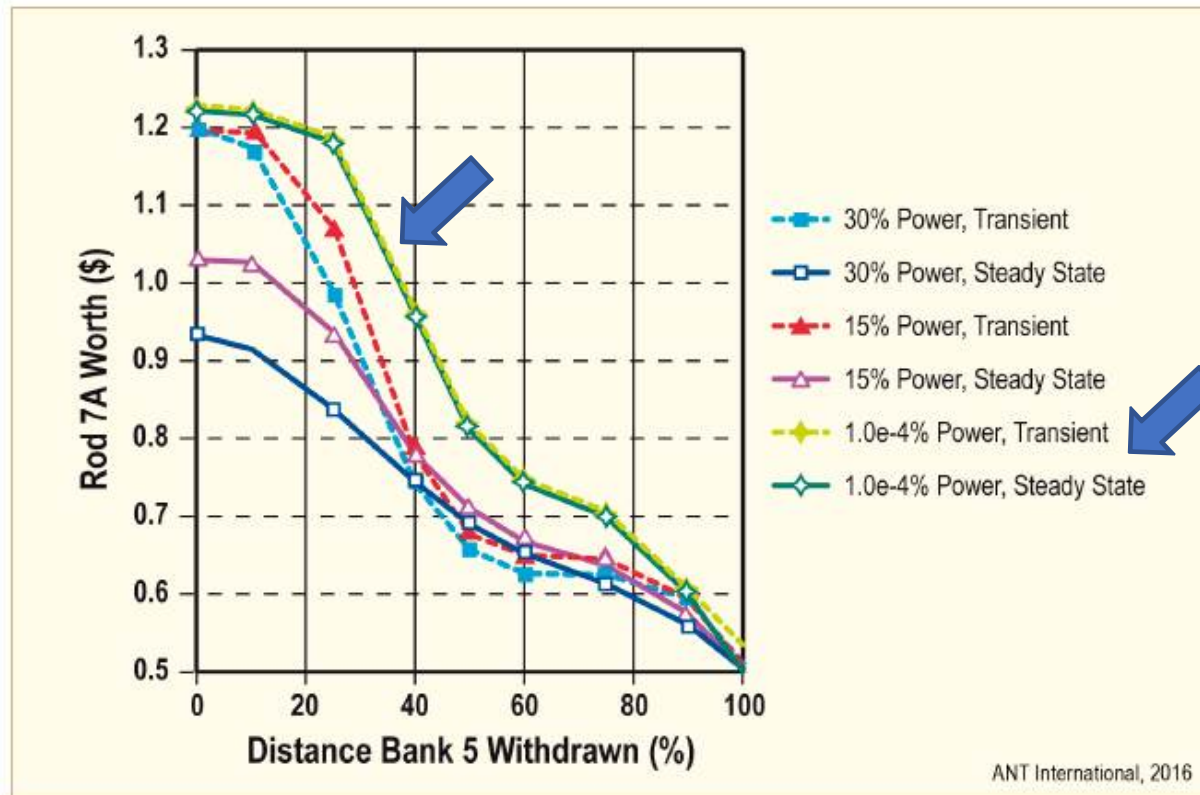


일반 경수로
(일체형)

기포증가 -> 중성자 감속 감소 -> 핵분열 감소



With respect to reactivity addition in a PWR, the most severe CREA would occur at HZP conditions, i.e. at normal coolant temperature and pressure, but with nearly zero reactor power [Agee et al, 1995] and [Nakajima et al, 2002]. This is shown in Figure 6-1 where it appears that the rod worth decreases with increased power level and with a decrease in control rod insertion within the core.



저출력에서
제어봉가가
높다

Figure 6-1: Three Mile Island (TMI-1) PWR End Of Cycle (EOC) control rod 7a worth variation with power level, bank 5 position, and calculation procedure [Diamond et al, 2001].

제어봉 인출시 핵연료 손상 메카니즘

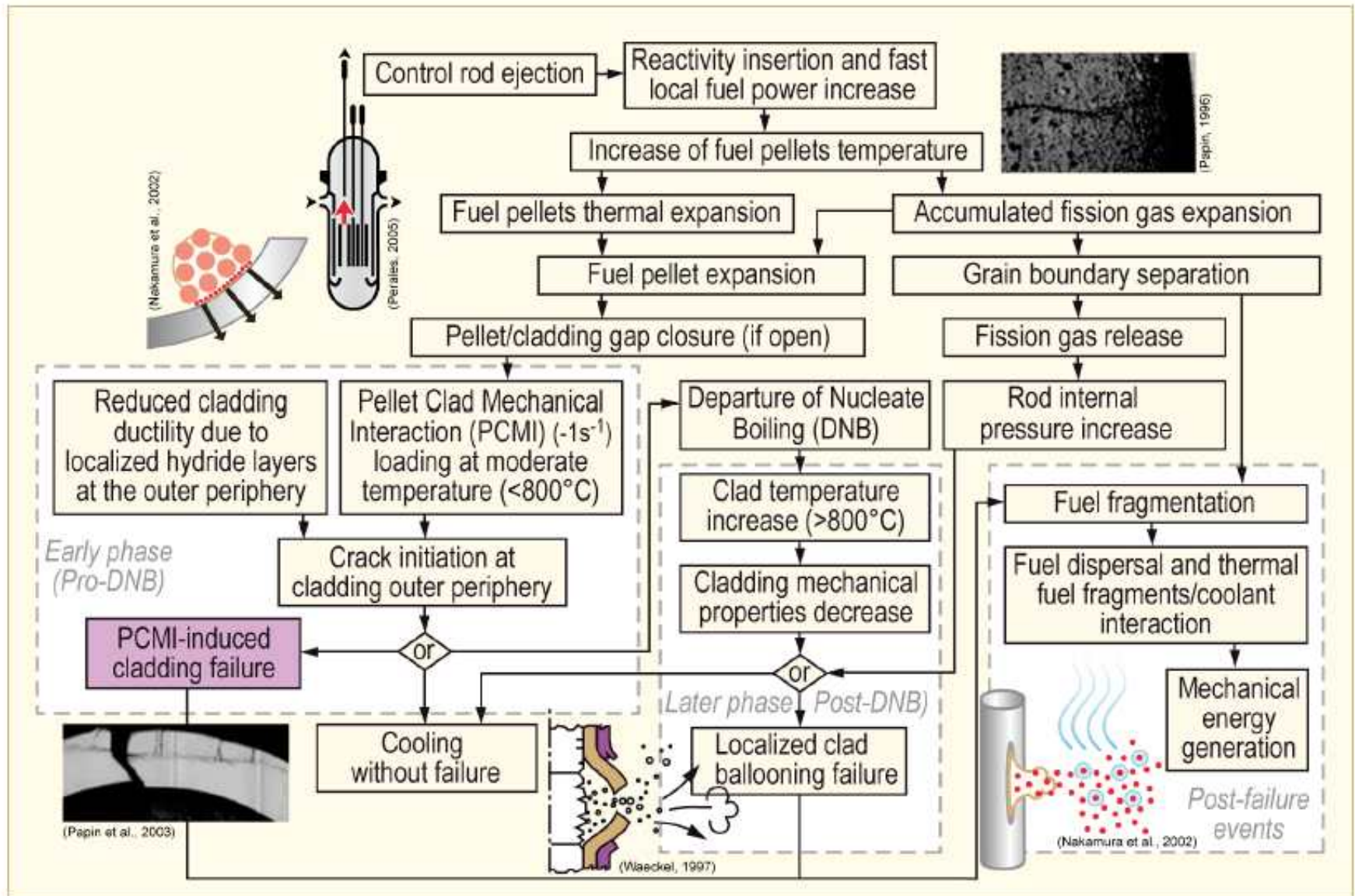


Figure 3-1: Effects of a RIA on fuel [Le Saux et al, 2007].

출력급증시 핵연료 파손 거동

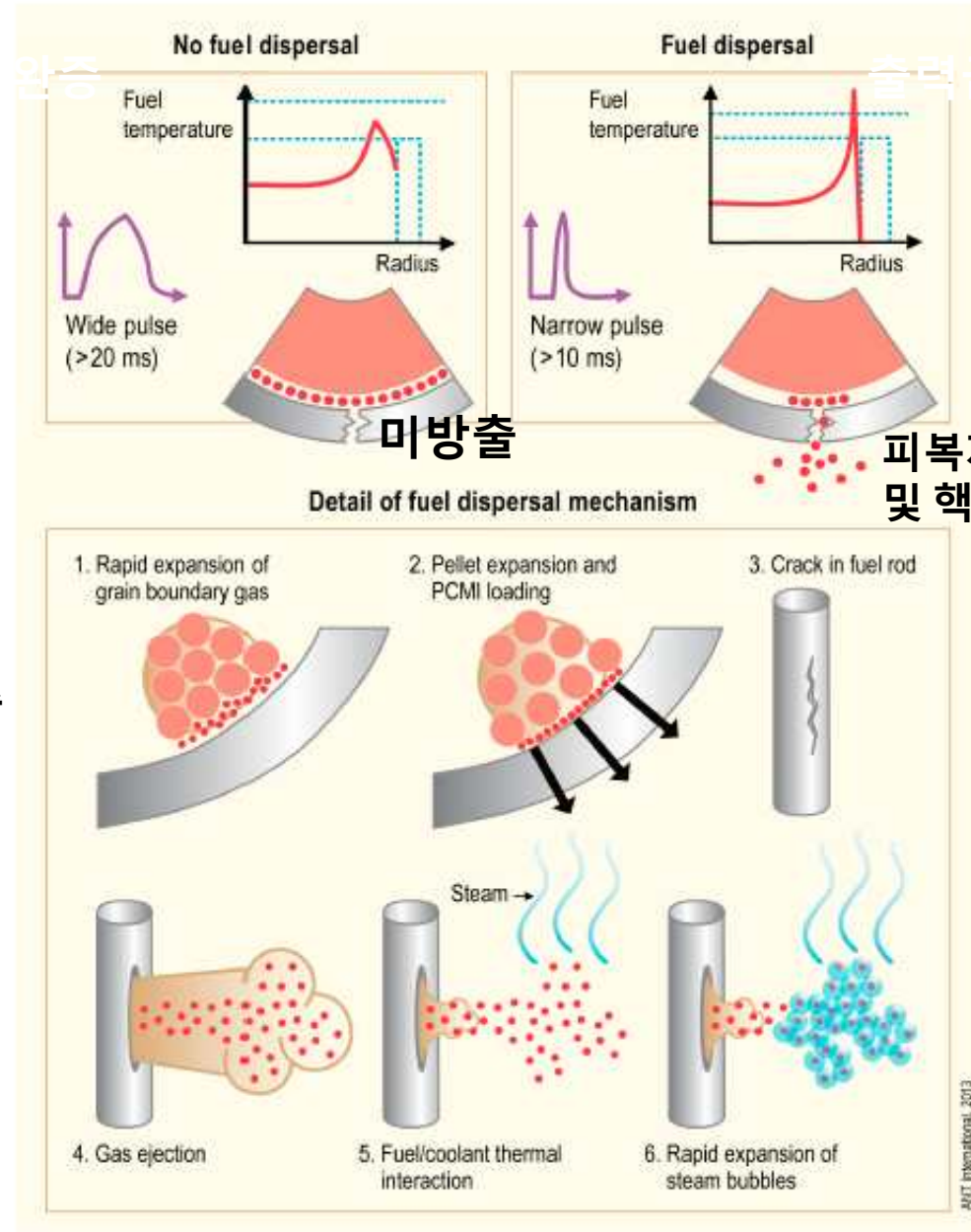


Figure 3-2: Impact of pulse width on high burnup fuel.

피복재를 통한
파손 핵연료 및
핵분열생성물 방출
메커니즘

피복재 파손
및 핵분열생성물 방출

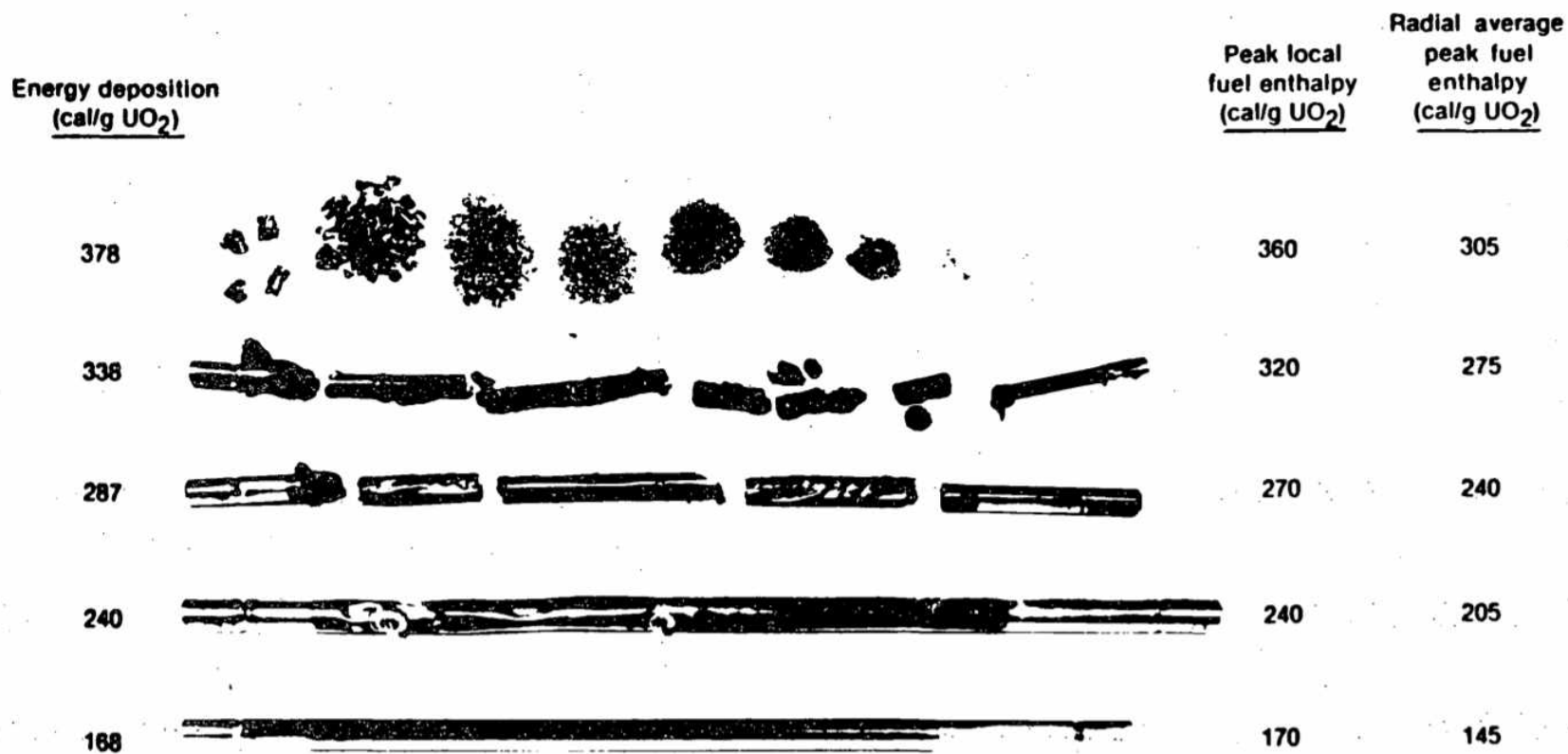


Figure 5.3 Fuel rod damage for various energy depositions in the SPXM rods tested in the CDC
Source: MacDonald, 1980

붙임. 한빛1호기 원자로 수동정지 관련 운영기술지침서 항목

3.1 반응도제어계통

3.1.10 원자로특성시험 예외사항 - 운전모드 2

운전제한조건 3.1.10 원자로특성시험 실시중에는 아래의 운전제한조건 요구사항

운전제한조건 3.1.4 “감속제온도 계수(MTC)”

운전제한조건 3.1.5 “제어봉 정렬한계”

운전제한조건 3.1.6 “정지군 삽입한계”

운전제한조건 3.1.7 “제어군 삽입한계” ; 그리고 ✓

운전제한조건 3.4.2 “원자로냉각재계통 임계 최저온도”

들이 다음 조건하에서는 적용되지 않을 수 있다 :

1. 원자로냉각재계통 최저온도 유로의 평균온도가 282.8°C (541°F) 이상일 때 ; 그리고
2. 열출력이 정격열출력의 5% 이하일 때.

적용

운전모드 2 - 원자로특성시험 실시중

불만족시 조치

불만족상태	조치요구사항	제한시간
1. 열출력이 제한치를 초과할 때	1.1 원자로트립차단기를 개방한다.	즉시

5%

Types of Reactor Power

In general, we have to distinguish between three types of power outputs in power reactors.

- Nuclear Power.** Since the thermal power produced by nuclear fissions is proportional to neutron flux level, the most important, from reactor safety point of view, is a **measurement of the neutron flux**. The neutron flux is usually measured by **excore neutron detectors**, which belong to so called the **excore nuclear instrumentation system (NIS)**. The excore nuclear instrumentation system monitors the power level of the reactor by detecting neutron leakage from the reactor core. The excore nuclear instrumentation system is considered a safety system, because it provide inputs to the **reactor protection system** during startup and power operation. This system is of the highest importance for reactor protection system, because changes in the neutron flux can be almost **promptly recognized** only via this system.

- Thermal Power.** Although the **nuclear power** provides prompt response on neutron flux changes and it is irreplaceable system, **it must be calibrated**. The **accurate thermal power** of the reactor can be measured only by methods based on **energy balance** of primary circuit or energy balance of secondary circuit. These methods provide accurate reactor power, but these methods are insufficient for safety systems. Signal inputs to these calculations are, for example, the hot leg temperature or the flow rate through the feedwater system and these signals change **very slowly** with neutron power changes.

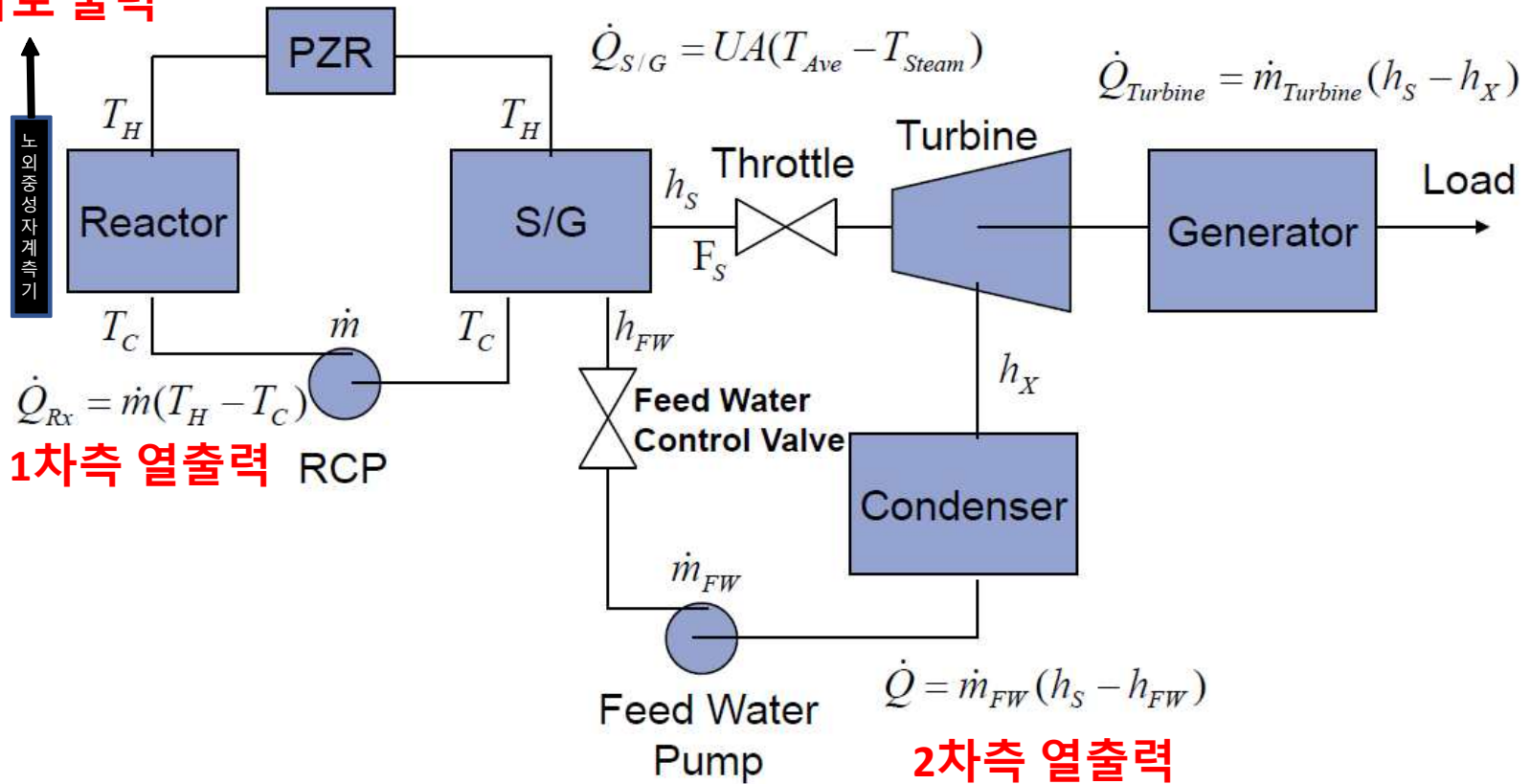
- Electrical Power.** Electric power is the rate at which electrical energy is generated by the generator. For example, for a typical nuclear reactor with a thermal power of **3000 MWth**, about ~1000MWe of electrical power is generated in the generator.

원전의 출력

Concepts for Control

One-line Drawing of a PWR

원자로 출력



원전 출력의 마술?

절대 출력 : 실제 발생하거나 전달된 에너지, MW
상대 출력(%출력) : 최대값을 100으로 했을 때, %
상대출력은 같아도 절대출력은 다르다.

	원자로(중성자) 출력	원자로 열출력	증기발생기 열출력
절대 출력	3300 MW	3300 MW	3135 MW
상대 출력	100%	100%	100%
상대 출력	100%	100%	95%

$$Q_{RP} = Q_B + Q_M + Q_{PUR} + Q_{CONST}$$

where:

- Q_{RP} : Reactor thermal power;
- Q_B : Power to boilers/steam generators;
- Q_M : Power to the moderator;
- Q_{PUR} : Power to the heat transport purification (also called feed and bleed) system;
- Q_{CONST} : Constant term.

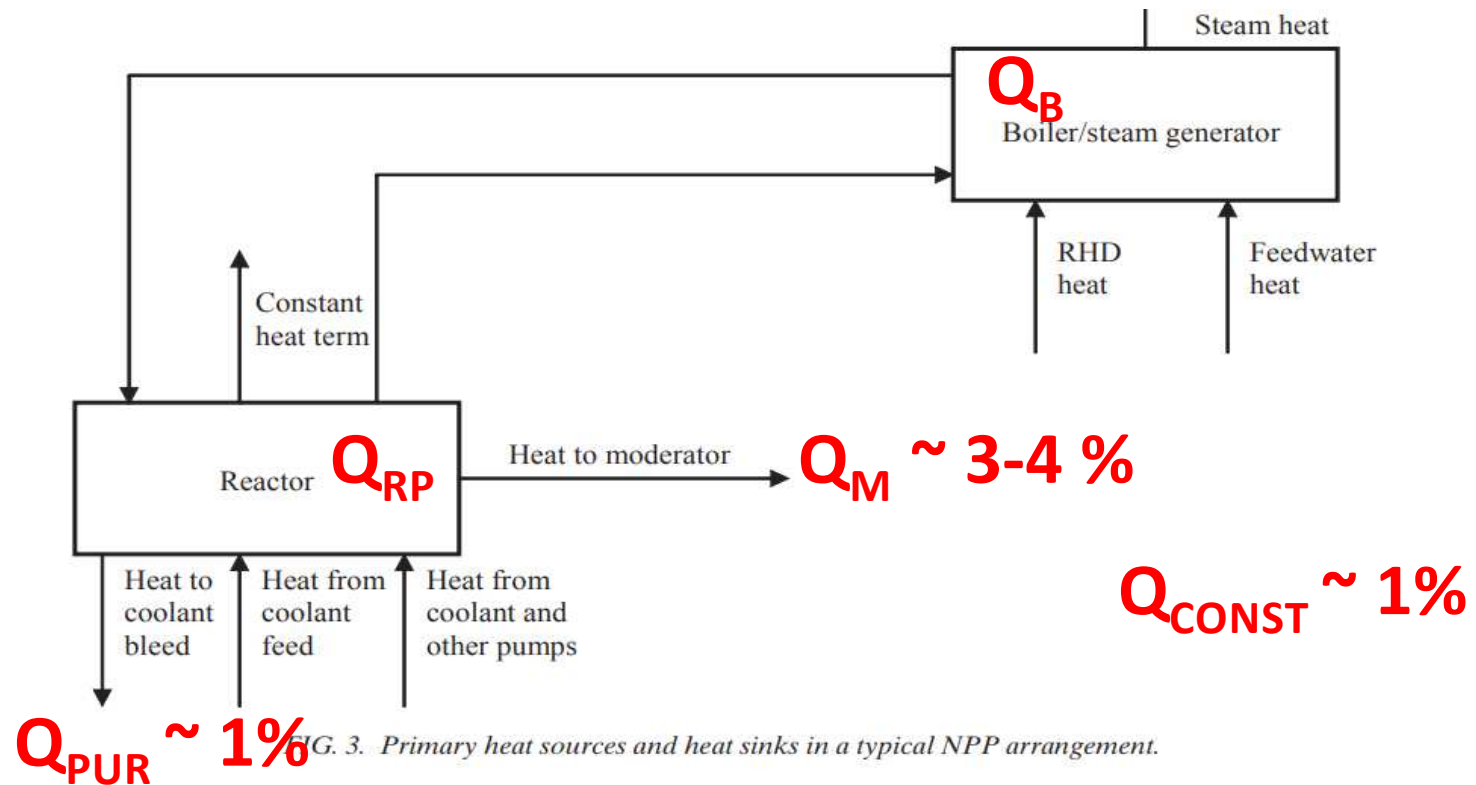
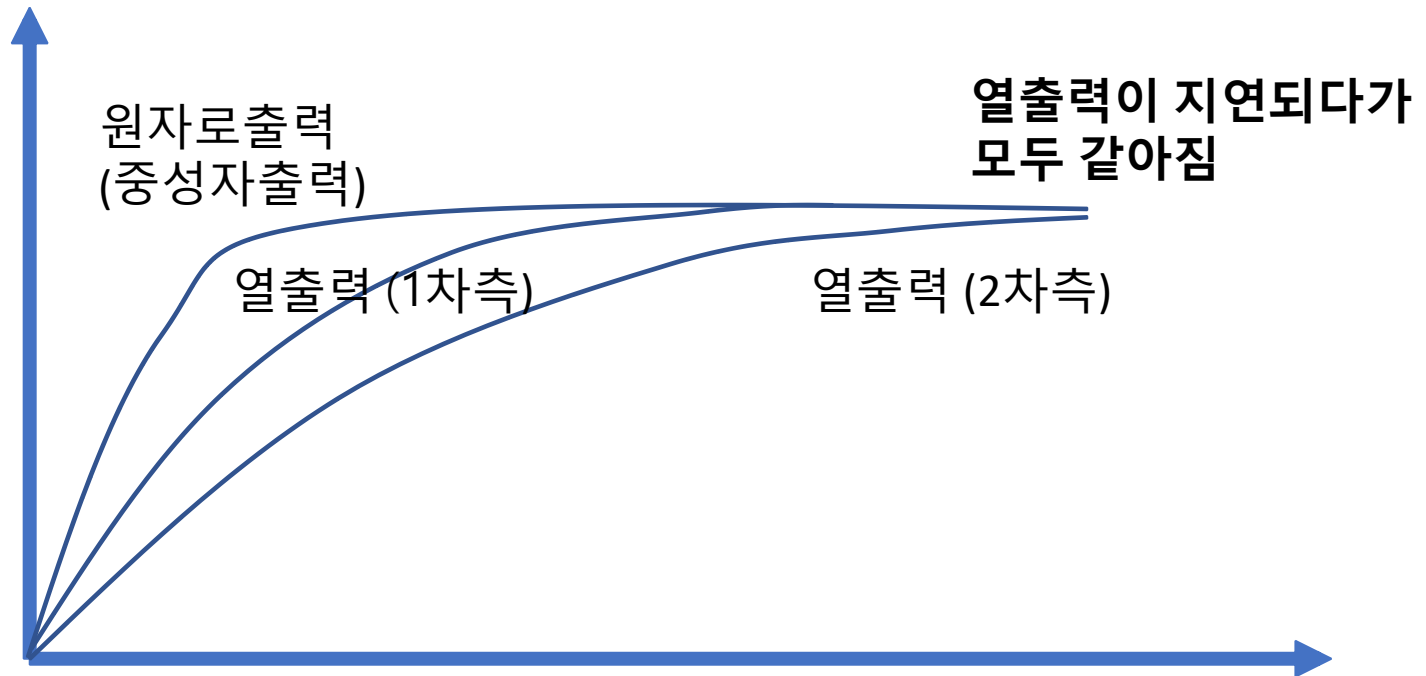


FIG. 3. Primary heat sources and heat sinks in a typical NPP arrangement.

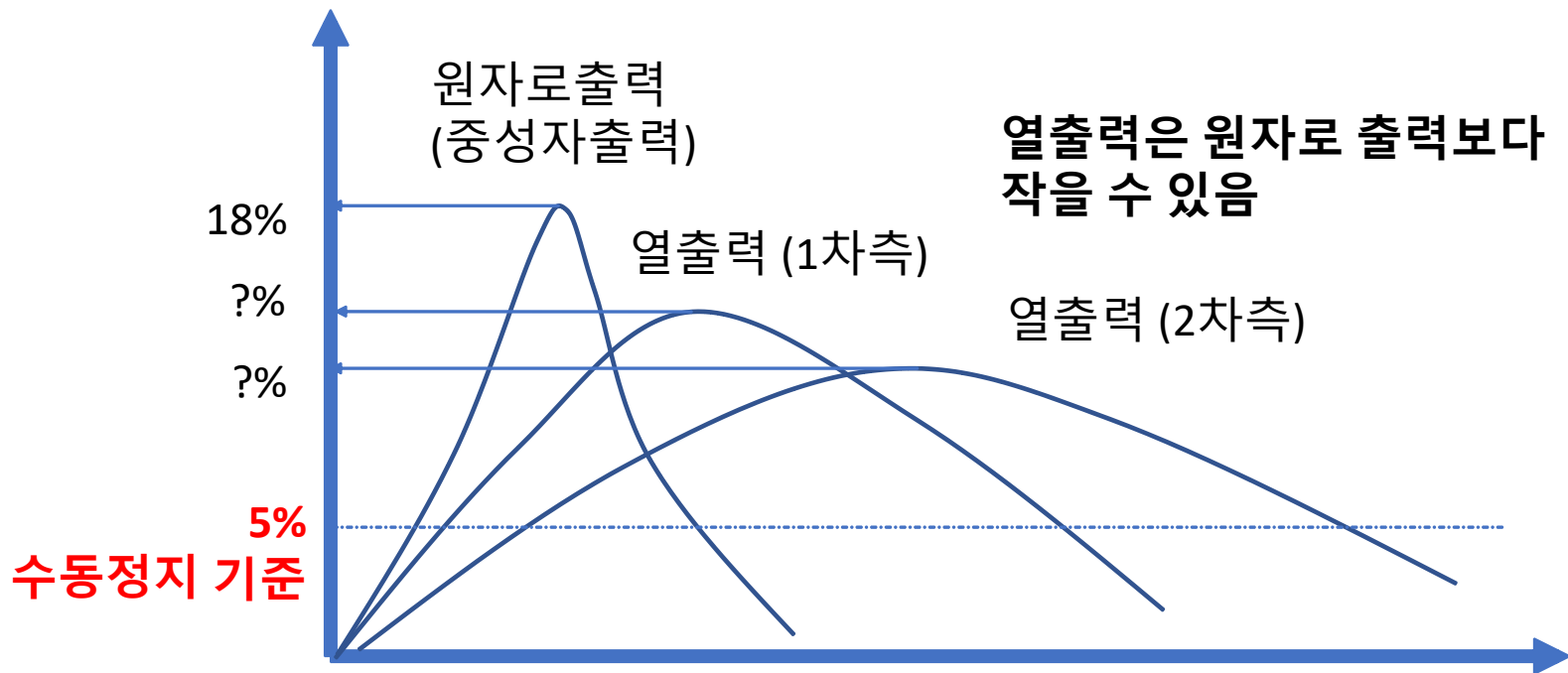
% 출력 변화

원자로 출력증가 후 일정하게 유지하는 경우



% 출력 변화

원자로출력 증가 후 즉각 감소하는 경우 (한빛 1호기)



쓰리마일 원전 1호기

- 제어봉 이탈 사고 해석

- 미국 핵규제위원회 분석

TECHNICAL REPORT
W-6382 1/22/02



Studies of the Rod Ejection Accident in a PWR

D.J. Diamond, B.P. Bromley, and A.L. Aronson

January 22, 2002

Energy Sciences & Technology Dept.
Brookhaven National Laboratory
Brookhaven Science Associates
Upton, New York, 11973-5000

Prepared for the U.S. Nuclear Regulatory Commission
Office of Nuclear Regulatory Research
Contract No. DE-AC-02-98CH10886

7.1 Control rod ejection accidents in PWRs

Table 7-1 summarizes computational studies of postulated CREAMs, in which calculated results on the distribution of energy and failed fuel rods across the reactor core are presented. All studies in Table 7-1 were done for end-of-cycle core conditions, and with two exceptions, they all pertain to CREAMs that initiate from hot zero power reactor conditions.

Table 7-1: Summary of computational studies of postulated control rod ejection accidents, in which calculated distributions of energy and failed fuel rods are reported.

Core initial conditions	Reactivity insertion ($\Delta\rho/\beta$)	Peak enthalpy increase [J(gUO ₂) ⁻¹]	Fraction of failed rods [–]	Investigator [reference]
EOC HZP	1.89	247	0	Nakajima [2002]
EOC HZP	0.88	30	0	Dias et al. [1998]
EOC HZP	1.30	71	0	Dias et al. [1998]
EOC HZP	1.58	143	3.6×10^{-2}	Lee et al. [1995]
EOC HFP	0.15	83	9.0×10^{-3}	Lee et al. [1995]
EOC 30% of FP	1.58	112	9.0×10^{-3}	Gensler et al. [2015]
ANT International, 2016				

제어봉 이탈시
시간에 따른
출력 및
피복재 온도

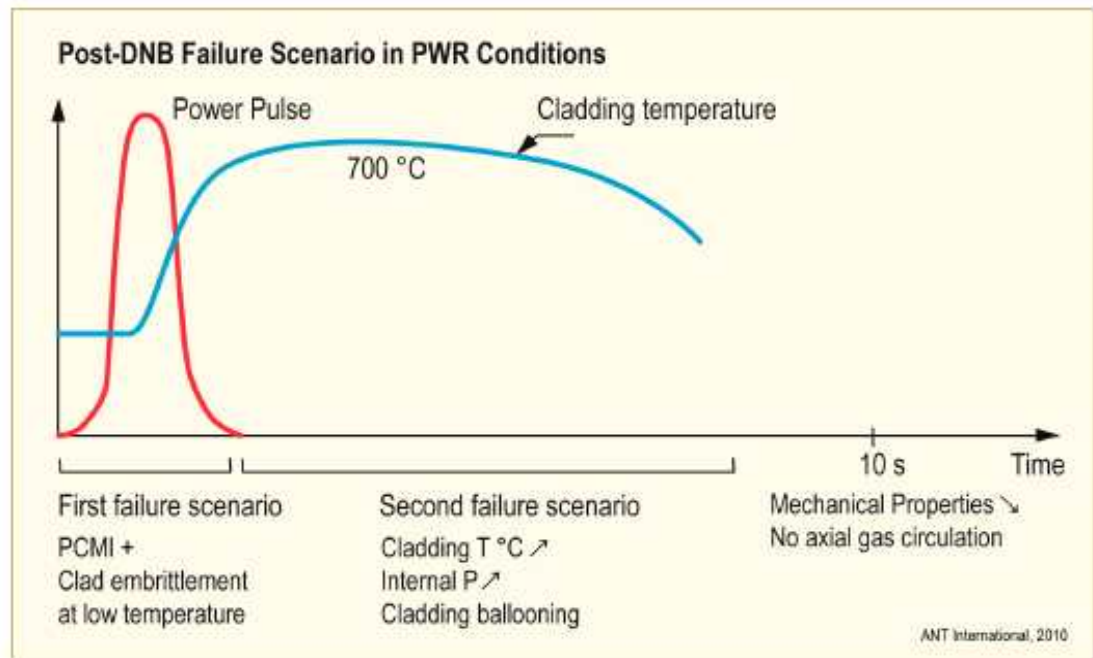


Figure 5-2: Post-dnb ductile failure scenario in PWRs for high burnup rods [Waeckel, 1997].

핵연료 파손
메커니즘

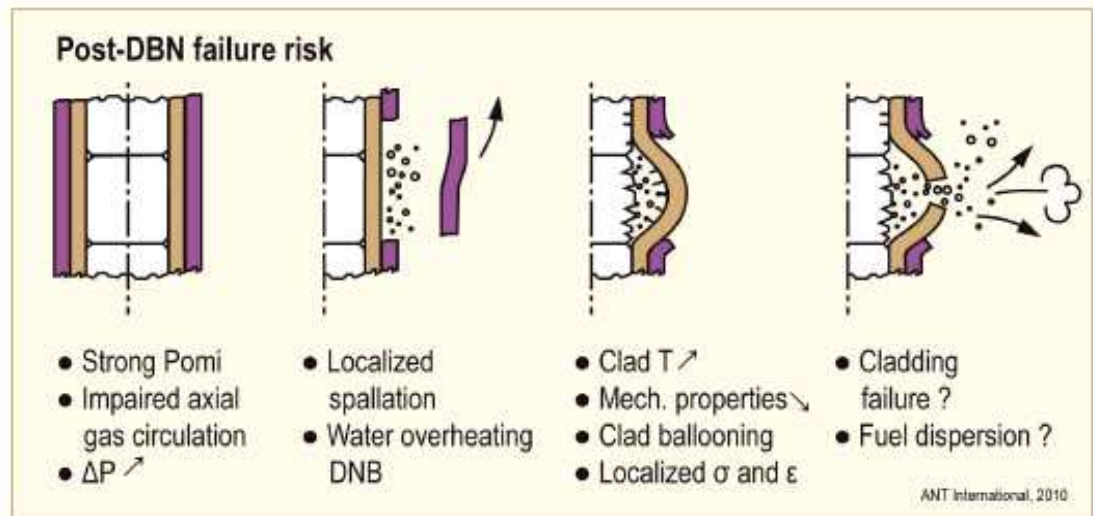


Figure 5-3: Post-dnb ductile failure scenario in PWRs for high burnup rods [Waeckel, 1997].

Table 2.1 Specifications for the PARCS Model for TMI-1

Fuel Cycle	EOC
Full Power Level (FP)	2772 MWth
Hot Zero Power (HZP) Level	1.0E-4 % FP
Number of Fuel Assemblies (FA)	177
Number of Reflector Assemblies	64
Fuel Assembly Size and Pitch	21.8 cm
Active Core Height	357.1 cm
Thickness of Reflector	21.8 cm
Position of Fully Inserted Control Rod Relative to Bottom of Reflector	36.2 cm
Step Size for Control Rods	0.353 cm
Delayed Neutron Fraction (Beta)	0.005211
Number of Delayed Groups	6
Boron Concentration	5 ppm
Inlet Coolant Temperature	278°C
Inlet Coolant Flow per Fuel Assembly	89.5 kg/s
Number of Radial Neutronic Nodes	964
Number of Axial Neutronic Nodes	28 (26 core, 2 reflectors)
Number of Radial TH Nodes	177 (core only)
Number of Axial TH Nodes	26 (core only)
Initial Position for Banks 1 to 4	Withdrawn (971 steps)
Initial Position for Banks 5,6,7	Inserted (0 steps)
Initial Position for Bank 8 (APSR)	Withdrawn (971 steps)

초기 출력
0.0001%

피크 출력
375%

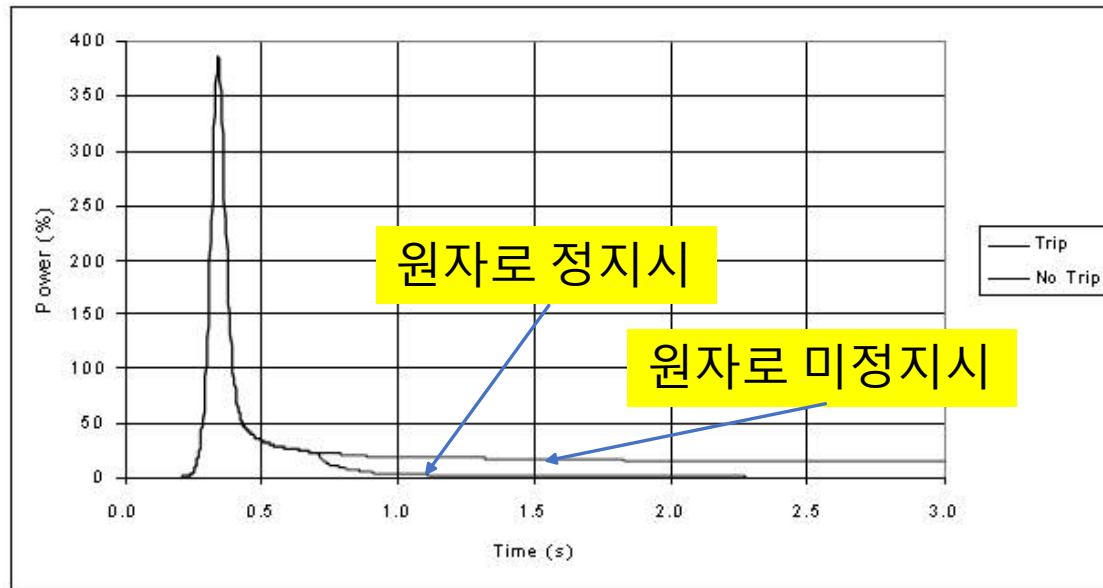
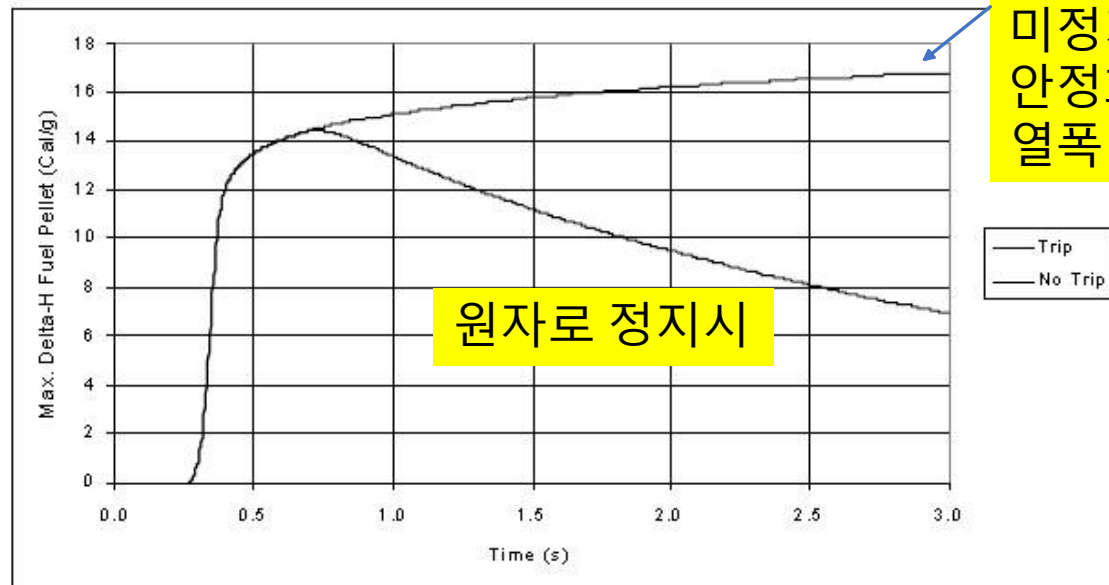


Figure 3.16 Effect of trip on power in REA at EOC HZP

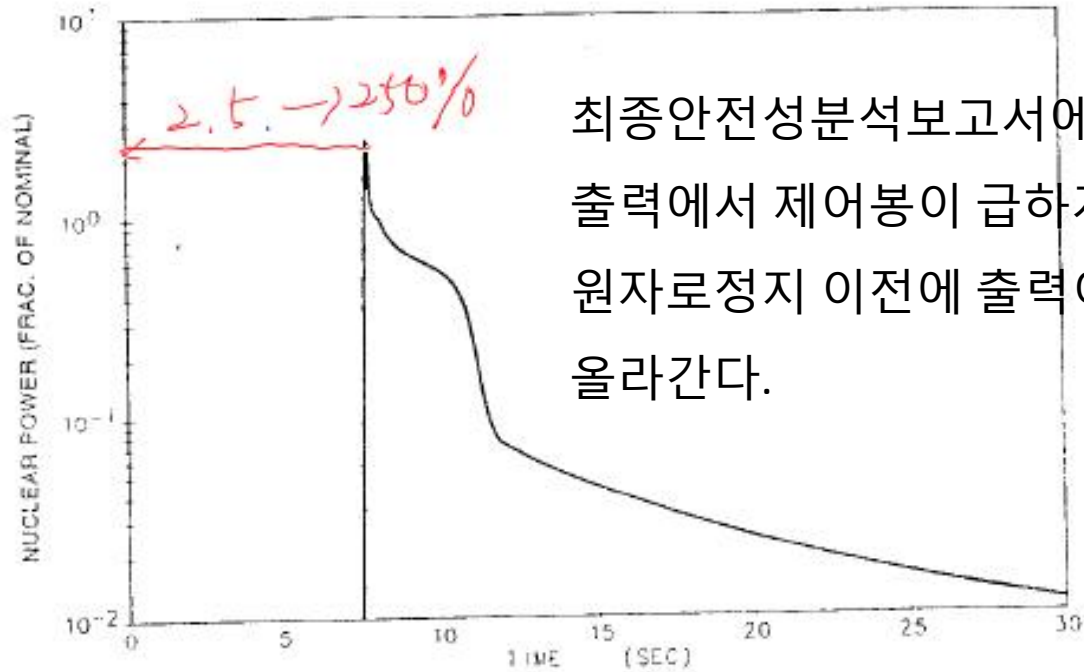


원자로
미정지시에도
안정화 됨,
열폭발 안일어남

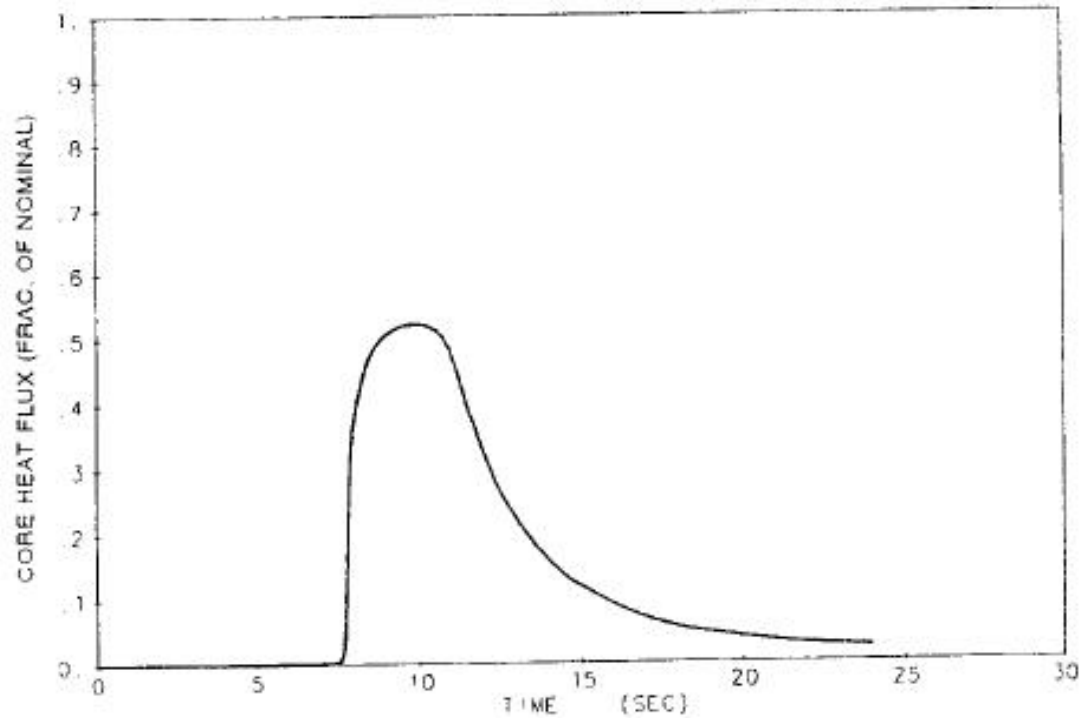
핵연료
단위질량당 열량

Q: 25%에서 원자로 자동정지가 가능하여, 체르노빌과 다르다고 하는데?

A: 제어봉 인출에 의해 출력이 올라가는 속도가 원자로 정지에 의해 제어봉이 낙하하는 속도나 온도가 올라가서 반응률을 줄이는 속도보다 빠른 경우, 출력은 원자로 정지 되기 전에 출력이 수백%로 올라갈 수도 있다.



최종안전성분석보고서에 따르면 0.1% 출력에서 제어봉이 급하게 빠지게 되면 원자로정지 이전에 출력이 250%까지 올라간다.



Westinghouse

Table 15.4-1

TIME SEQUENCE OF EVENTS FOR INCIDENTS WHICH CAUSE
REACTIVITY AND POWER DISTRIBUTION ANOMALIES (Sheet 1 of 2)

Accident	Event	Time (see)
Uncontrolled RCCA bank subcritical or low power startup condition (15.4.1)	Initiation of uncontrolled RCCA withdrawal from 10^{-5} of nominal power	0.0
	Power range high neutron flux low setpoint reached	7.6
	Peak nuclear power occurs	7.8
	Rods begin to fall into core	8.1
	Peak heat flux occurs	9.9
	Minimum DNBR occurs	9.9
	Peak average clad temperature occurs	10.7
	Peak average fuel temperature occurs	11.0

← 피크 출력 발생

← 원자로정지
제어봉 낙하시작

Westinghouse

3. 핵사고와 체르노빌 사고 반추

M. Ragheb

“Starvation kills people, not radiation.”

Returning resident to the town of Pripyat.

CHERNOBYL ACCIDENT

© M. Ragheb
10/13/2018

“Starvation kills people, not radiation.”
Returning resident to the town of Pripjat.

INTRODUCTION

The accident on April 26, 1986 at unit 4 of the RBMK-1000 reactors plant at Chernobyl in the Ukraine is considered as the worst accident in the history of nuclear power generation. An experiment designed to test the safety equipment of the power plant went awry and caused a fire in the graphite core moderator which lasted for 10 days. A plume carrying radioactive particles drifted for thousands of miles over Europe.

RBMK is an acronym standing for: “Reaktory Bolshoi Moshchnosti Kanalnyye,” or “High Power Pressure-Tube Reactors.” In some English-language publications, the RBMK reactors are designated as LWGR, for Light Water Graphite-moderated, pressure tube Reactors with boiling, light-water coolant.

Ironically, the accident resulted from the human error violations of the safety rules during none other than an intended safety test. The safety test was carried out to determine if one of the turbo-generators could supply power to the feed-water pumps until the standby diesel generators came on line in the case of a local power failure.



5. National Reactor Testing Station, 22 July 1954^{69,70,71,72}

BORAX reactor, aluminum-uranium alloy, water moderated; single excursion; insignificant exposures.

The excursion and associated steam explosion following rapid ejection of the control rod completely disassembled the reactor core and ruptured the reactor tank (Figure 59). Very extensive melting of the fuel plates occurred; some elements remained in the tank and small pieces were found up to 200 feet away.

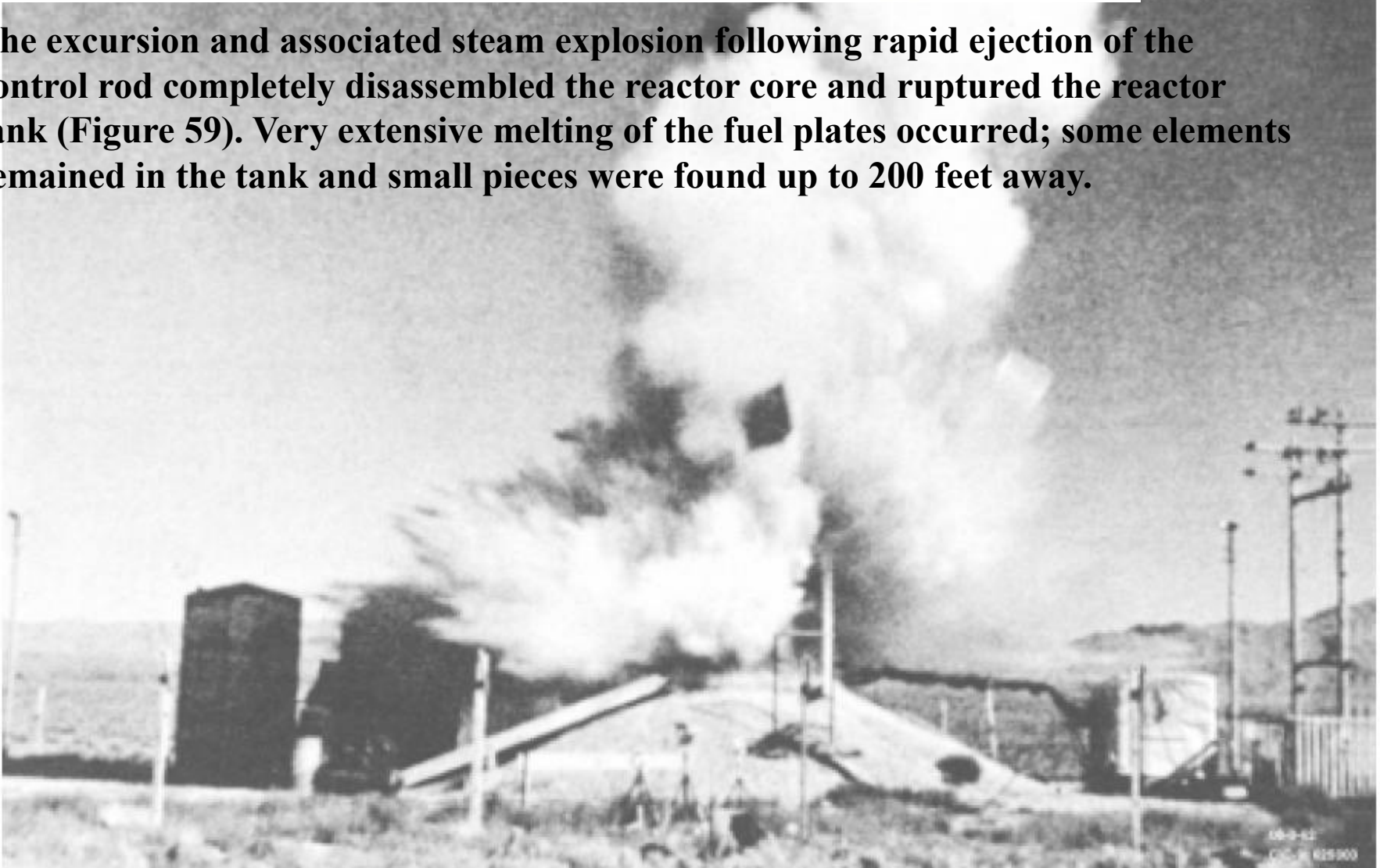


Figure 59. The destructive excursion in BORAX, 22 July 1954.

8. National Reactor Testing Station, 3 January 1961^{74,75}

SL-1 reactor; aluminum-uranium alloy; water moderated; single excursion; three fatalities.

The best available evidence (circumstantial, but convincing) suggests that the central rod was manually pulled out as rapidly as the operator was able to do so. This rapid increase of reactivity placed the reactor on about a 4 millisecond period; the power continued to rise until thermal expansion and steam void formation quenched the excursion.

The peak power was about $2 \cdot 10^4$ megawatts, and the total energy release was 133 ± 10 megajoules.

The subsequent steam explosion destroyed the reactor and killed 2 men instantly; the third died 2 hours later as a result of a head injury.

The reactor building and especially the reactor room were very seriously contaminated by the reactor water, which carried fission products with it. Initial investigations were hindered by the high radiation field (500 to 1000 R/h) in the reactor room.

SL-1 원자로 제어봉 이탈사고 (좀
오래된 자료라 영상 질이 떨어짐)

[https://www.youtube.com/watch?v=q
Ot7xDKxmCM](https://www.youtube.com/watch?v=qOt7xDKxmCM)

DESCRIPTION OF REACTOR PLANT

The Chernobyl power station is composed of 4 reactor units. Unit number 4, completed in 1984, was involved in the accident. Two other units, 5 and 6, were under construction at the time of the accident. Units 3 and 4 shared the same building.

The flow diagram shows the power cycle and the pressure tubes embedded in the graphite moderated core. Light water as a coolant boils in the pressure tubes and rises to a steam drum where the steam is separated and sent to the turbine plant while the liquid coolant is pumped back to the pressure tubes by the reactor coolant pumps.

The four RBMK-1000 units at Chernobyl represent 30-year old technology. The 1000 indicates a 1,000 MegaWatts electrical (MWe) nominal power production capability.

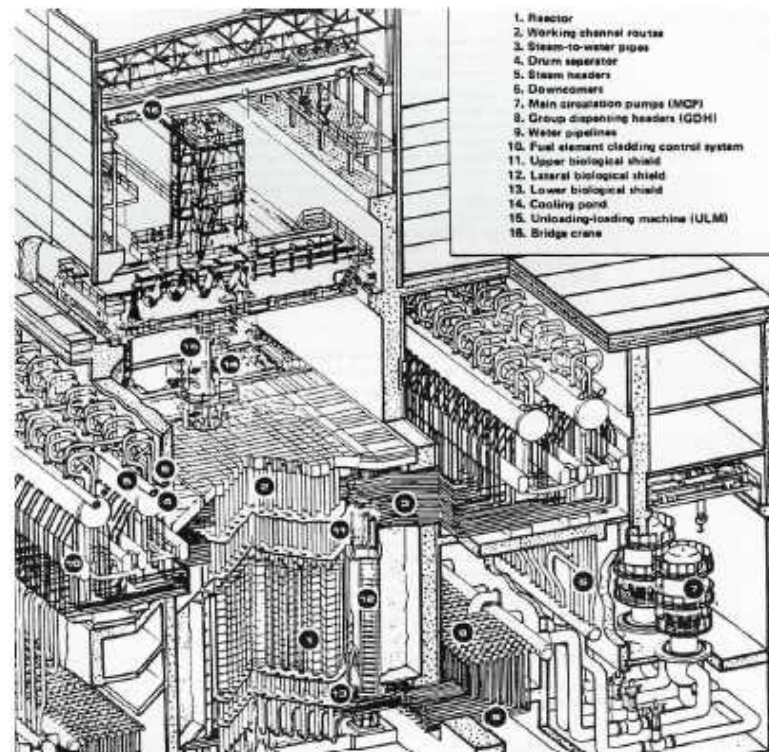


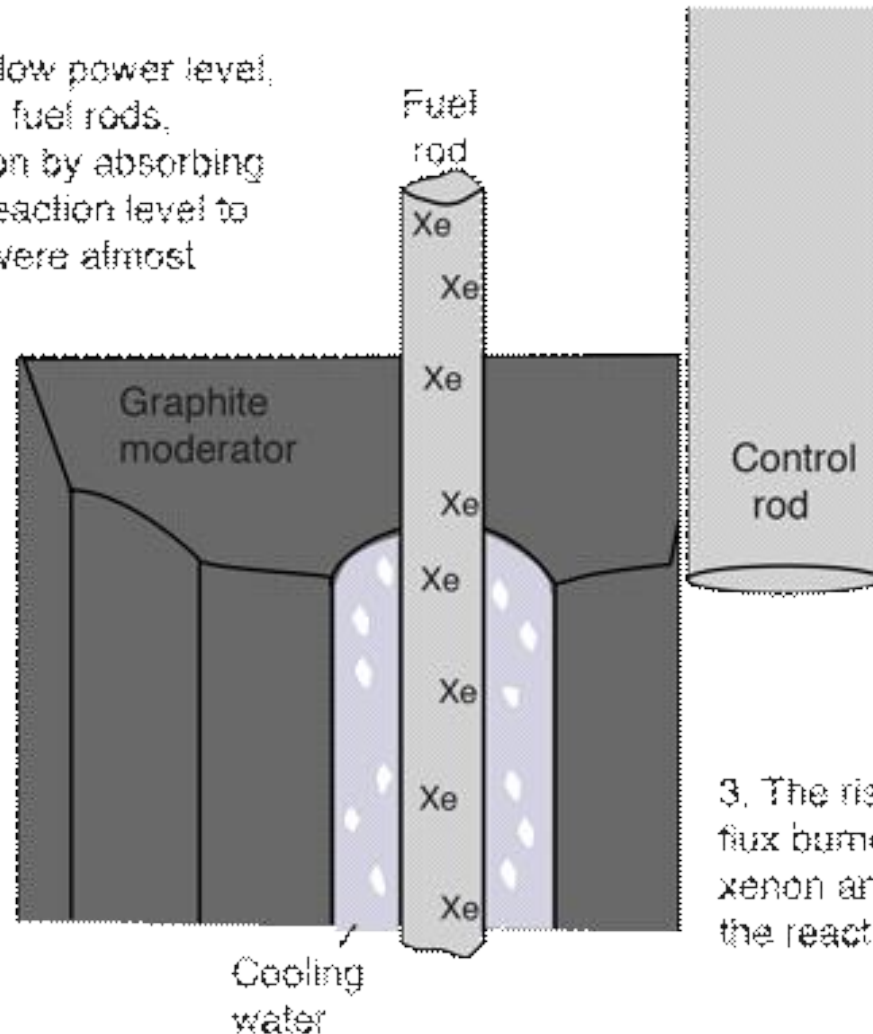
Figure 2. Cutout of the RBMK-1000 reactor design. Source: IAEA Bulletin.

The reactor had a power of 3,140 MWth and 1,000 MWe. Its coolant flow rate was 37.5×10^3 t/hr and a steam capacity of 5.4×10^3 t/hr.

Critical Final Stages Leading to the Explosion

1. With the extremely low power level, xenon builds up in the fuel rods, "poisoning" the reaction by absorbing neutrons. To get the reaction level to rise, the control rods were almost completely withdrawn.

2. When the turbine was switched off to start the test, the number of feedwater pumps dropped from eight to four. Less pumping caused heating and steam voids in the cooling water. Absorbing fewer neutrons, these voids caused the reaction rate to rise rapidly.



5. Power surges to 100 times the normal operating power!!

4. Manual control rod insertion comes too late, because it displaces water and actually increases the reaction rate before it can begin to absorb neutrons.

3. The rising neutron flux burned away the xenon and increased the reaction rate.

Early on the morning of April 26 with the reactor power level reduced to about 7 percent of full power, the operators started the test. Because the reactor conditions resulting from the unexpected delay differed significantly from those anticipated when the special test was written and approved, problems were soon encountered. Workers realized that the test was going badly and depressed pushbuttons to halt the test by rapidly inserting the control rods into the reactor core.

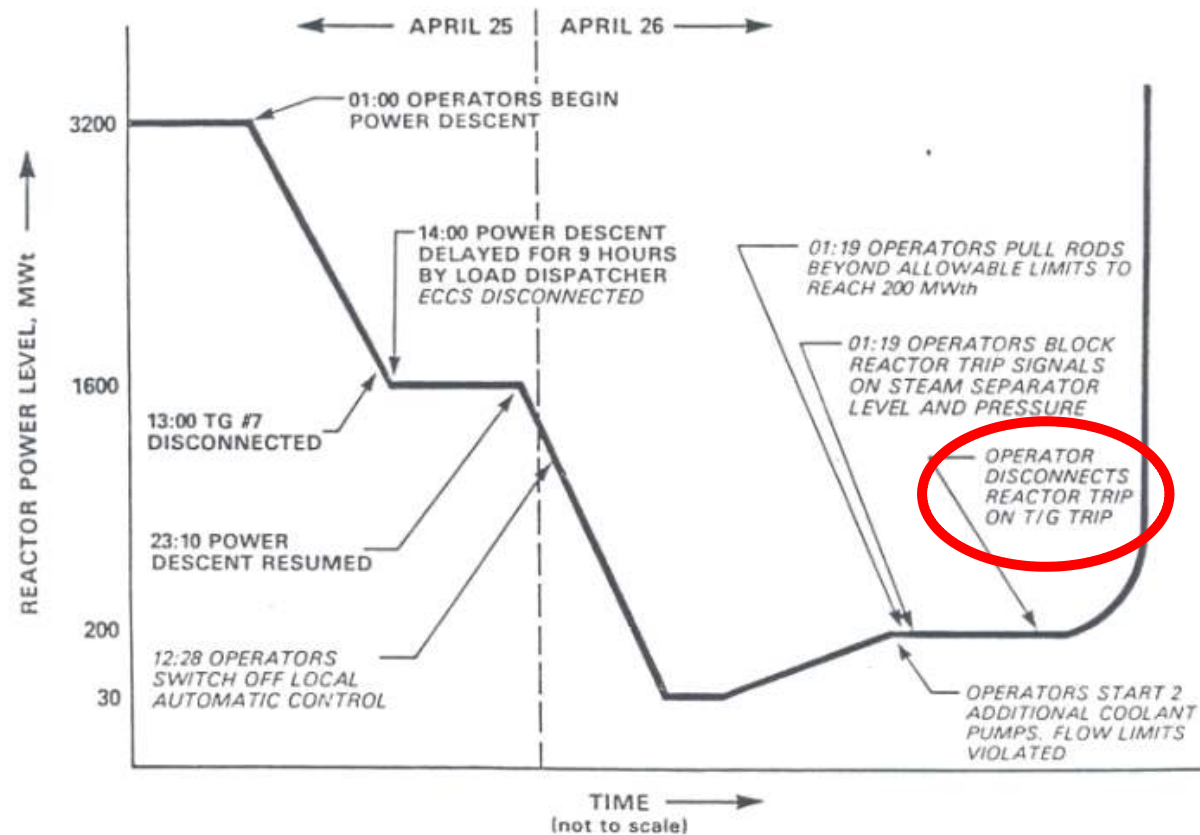


Figure 4.1 Chronology of the accident at the Chernobyl Nuclear Power Station (not to scale)

1. 제논 보상을 위해
제어봉을 너무 높이 인출

Prohibited position:
rod pulled out too high

By pushing the rod down,
the reactivity increases

정상적인 제어봉 인출 위치

Rod in normal
operationnal position

Rod in shutdown
position

3. 흑연이 먼저 삽입,
중성자 흡수 감소
및 감속효과 증가로
출력 증가

2. 중성자 흡수체인
물을 밀어내
출력증가 효과

Neutron absorber rod,
Boron-Iron alloy

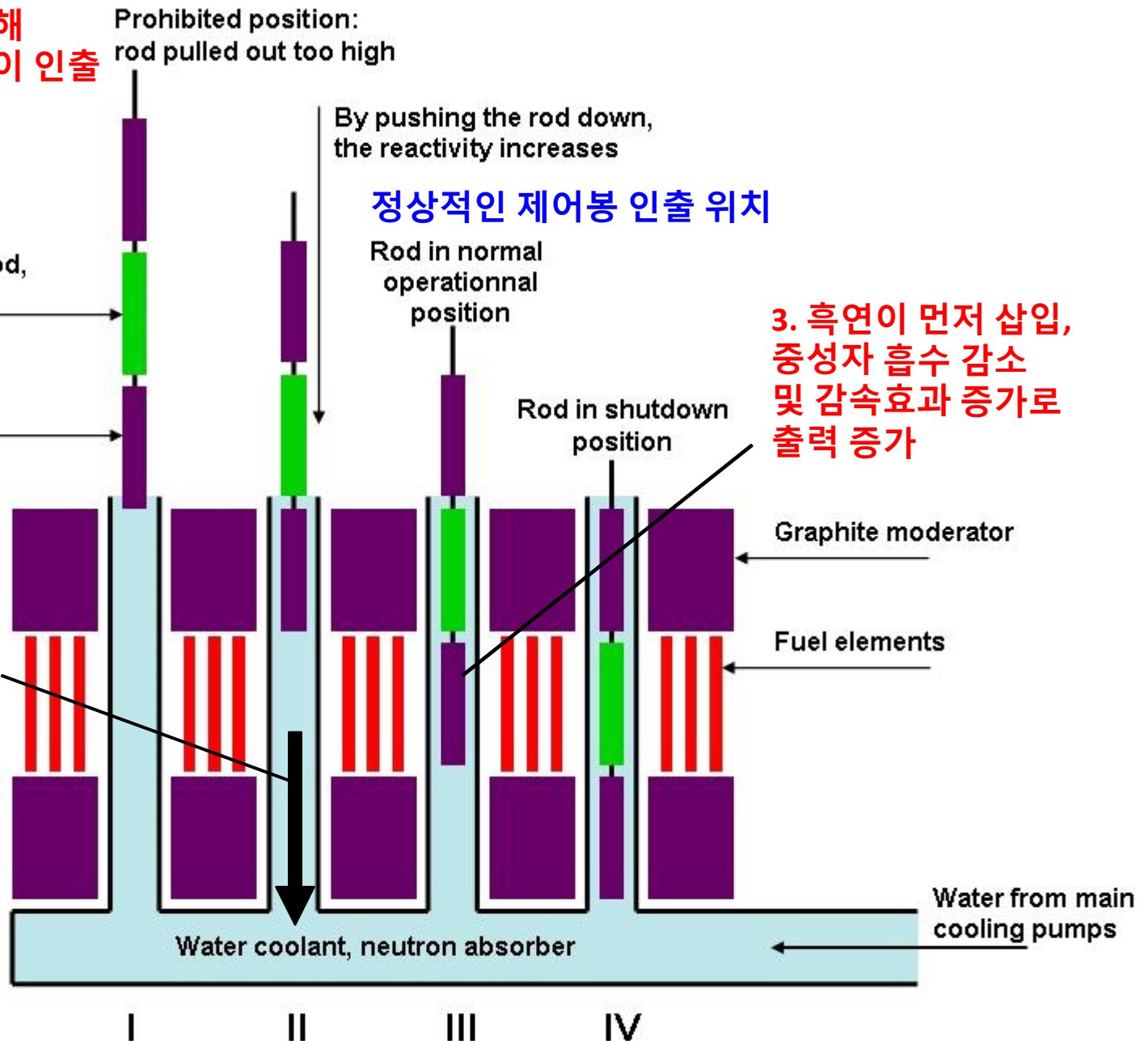
Graphite displacer

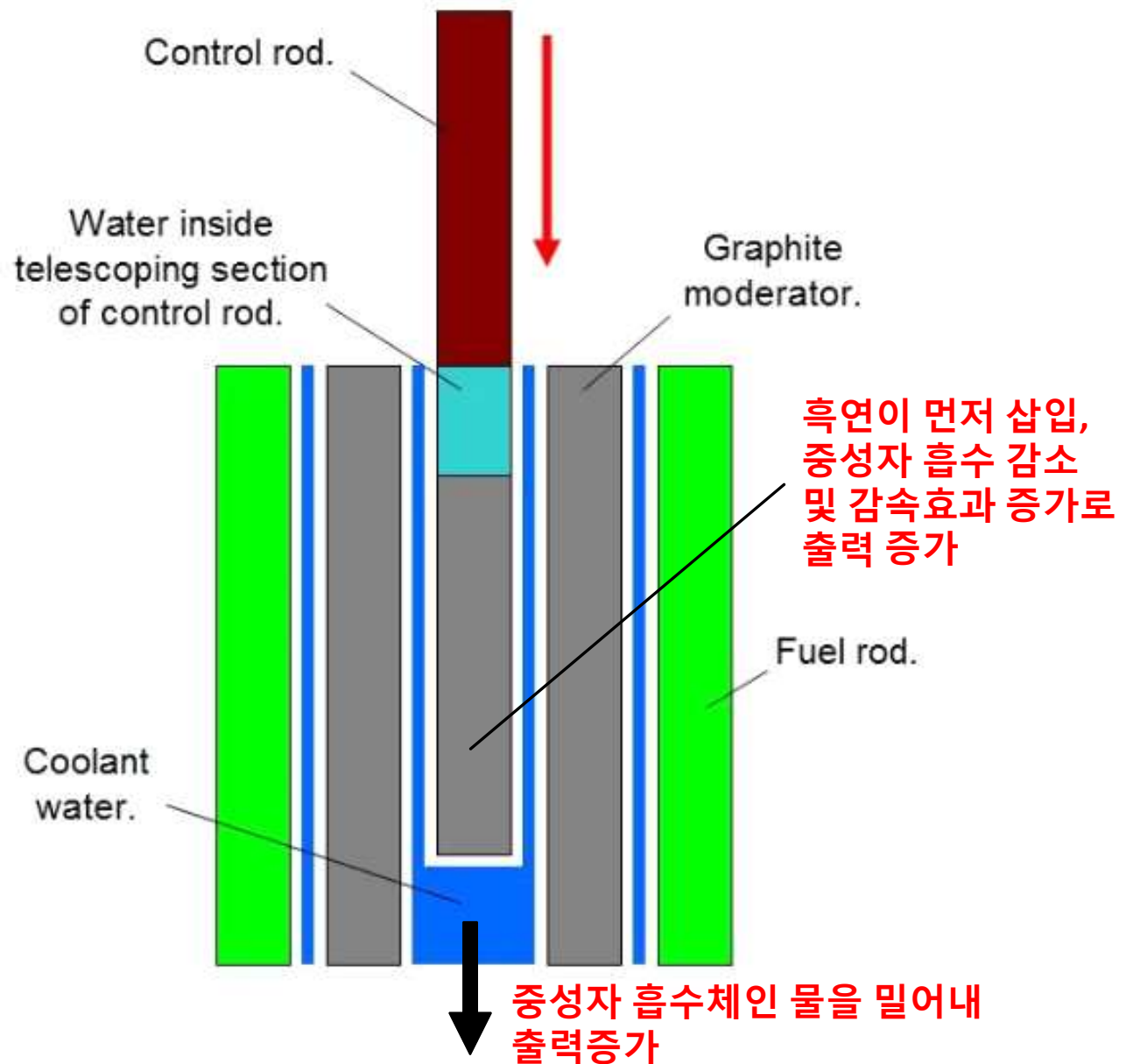
Graphite moderator

Fuel elements

Water coolant, neutron absorber

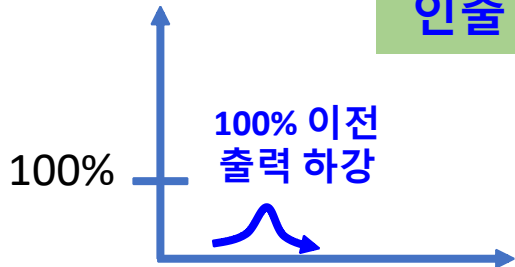
Water from main
cooling pumps





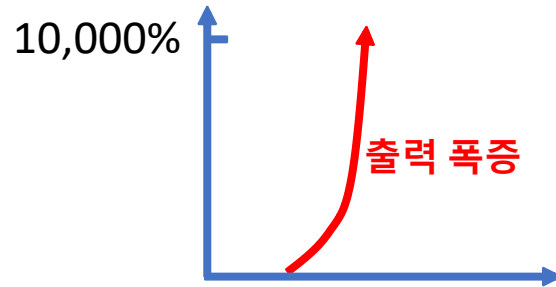
체르노빌 사고

정상적인 제어봉
인출 위치이면,



정상 위치에서 제어봉
삽입시에는
중성자흡수체(녹색)가
노심으로 바로
삽입, 출력 감소 효과

Water coolant, neutron absorber



비정상적으로
높은 위치에서
제어봉 삽입으로,
흑연봉(보라색)이
먼저 삽입 되고
또, 물을 밀어내어
중성자 흡수가
감소되어
출력 폭증이 발생

Water coolant, neutron absorber

정상시험 조건인
20% 이상으로
출력상승이 안되
제어봉을
너무 많이 인출함

사건경위

1. The reactor was powered down for a test sequence to determine whether one of the turbo generators could supply power to the feed-water pumps until the standby diesel generators came on line in the case of a local power failure. The test sequence involved the following steps:

a. Instead of the design based reduction to 22-32 percent of full power, the power was inadvertently lowered to just 1 percent of full power, an unstable situation because of the positive void coefficient. The operator failed to reprogram the computer to maintain the power level at the planned 700-1,000 MWth.

b. All the control rods were pulled out of the core, to the point where they could not shut down the reactor rapidly if needed. This step was taken to get the power back up, but it only reached 7 percent, still well below the design parameters for the test. The reason the power could not be brought back up was that the reactor dead time resulting from the xenon poisoning effect. Xenon is a decay product of I^{135} and is a strong neutron absorber which poisons the fission reaction. It reaches an equilibrium level at normal operating power levels by being burned away by neutron absorption and by radioactive decay. When the power level was decreased from the 1,600 MWth level, there existed a large amount of the I^{135} fission product to decay into xenon, but a low neutron flux incapable of burning it out, so it built up rapidly.

c. In order to keep the reactor from automatically shutting down under these conditions, the operators disconnected the automatic emergency core cooling system and several of the automatic scram circuits.

d. All eight cooling water pumps were running at the low power level, compared with a normal six even at full power, so there was nearly solid water with almost no void fraction, which increased the vulnerability to any power excursion which produced boiling.

2. The turbo-generator was tripped to initiate the test, which caused the switching off of four of the eight recirculation pumps. This would have normally tripped the reactor if the automatic scram circuit had not been disconnected.

3. The reduced coolant flow caused voids to form rapidly in the pressure tubes, increasing the reactivity because of the positive void power coefficient.

4. Within seconds, with rapidly rising power, an emergency manual scram was ordered, but the almost fully withdrawn rods could not insert sufficient negative reactivity fast enough because of their slow speed. Also, an unexpected displacement of water from the control rod tubes occurred, further adding to the positive reactivity.

5. The control rods were reported to have graphite followers. Inserting the fully withdrawn rods with their graphite followers would have initially added reactivity rather

22-32% 사이에서
시험해야 하나
그보다 낮은
7%에서 시행

than decreasing it. These followers probably were part of the shielding of the top of the reactor for access during on-line operation.

6. The core went into prompt criticality, overheating and shattering fuel rods and flashing the coolant into steam. The fuel channels were ruptured.

7. The built-up steam pressure blew the 1,000-tonnes steel and cement-filled biological shield off the top of the reactor, severing all 1,600 pressure tubes and exposing the hot core to the atmosphere.

8. The reactor power level reached 100 times its operating maximum and the explosive energy release was equivalent to about 1 ton of TNT.

100% 출력의
100배로 출력 증가

제어봉 삽입으로 출력 증가를 막을 수 없었다.

01:23:40: The operator noticed a sudden increase in power and the emergency reactor trip button (AZ-5) was pressed by the operator. The control rods started to enter the core. The insertion of the rods from the top concentrated all of the reactivity at the bottom of the core. It was, however, too late: the control rods could not move quickly enough to prevent an accelerating increase in power. This power increase was at first slow, thereafter increasing to an exponential power doubling time under one second. A short time afterwards, the power doubling time was down to around one millisecond.

체르노빌 사고 경위 영상

<https://www.youtube.com/watch?v=KlwpT-8RQbw>

4. 교훈과 향후 개선방향



사건등급

INES

THE INTERNATIONAL NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENT SCALE

GENERAL DESCRIPTION OF INES LEVELS

INES Level	People and Environment	Radiological Barriers and Control	Defence-in-Depth
Major Accident Level 7	<ul style="list-style-type: none"> Major release of radioactive material with widespread health and environmental effects requiring implementation of planned and extended countermeasures. 		
Serious Accident Level 6	<ul style="list-style-type: none"> Significant release of radioactive material likely to require implementation of planned countermeasures. 		
Accident with Wider Consequences Level 5	<ul style="list-style-type: none"> Limited release of radioactive material likely to require implementation of some planned countermeasures. Several deaths from radiation. 	<ul style="list-style-type: none"> Severe damage to reactor core. Release of large quantities of radioactive material within an installation with a high probability of significant public exposure. This could arise from a major criticality accident or fire. 	
Accident with Local Consequences Level 4	<ul style="list-style-type: none"> Minor release of radioactive material unlikely to result in implementation of planned countermeasures other than local food controls. At least one death from radiation. 	<ul style="list-style-type: none"> Fuel melt or damage to fuel resulting in more than 0.1% release of core inventory. Release of significant quantities of radioactive material within an installation with a high probability of significant public exposure. 	
Serious Incident Level 3	<ul style="list-style-type: none"> Exposure in excess of ten times the statutory annual limit for workers. Non-lethal/deterministic health effect (e.g., burns) from radiation. 	<ul style="list-style-type: none"> Exposure rates of more than 1 Sv/h in an operating area. Severe contamination in an area not expected by design, with a low probability of significant public exposure. 	<ul style="list-style-type: none"> Near accident at a nuclear power plant with no safety provisions remaining. Lost or stolen highly radioactive sealed source. Misdelivered highly radioactive sealed source without adequate procedures in place to handle it.
Incident Level 2	<ul style="list-style-type: none"> Exposure of a member of the public in excess of 10 mSv. Exposure of a worker in excess of the statutory annual limits. 	<ul style="list-style-type: none"> Radiation levels in an operating area of more than 60 mSv/h. Significant contamination within the facility into an area not expected by design. 	<ul style="list-style-type: none"> Significant failures in safety provisions but with no actual consequences. Found highly radioactive sealed orphan source, device or transport package with safety provisions intact. Inadequate packaging of a highly radioactive sealed source.
Anomaly Level 1			<ul style="list-style-type: none"> Overexposure of a member of the public in excess of statutory annual limits. Minor problems with safety components with significant defence-in-depth remaining. Low activity lost or stolen radioactive source, device or transport package.

NO SAFETY SIGNIFICANCE (Below Scale/Level 0)

Photo Credits: Chilean Nuclear Energy Commission,
Genkai Nuclear Power Plant, Genkai, Japan/Kyushu Electric Power Co.,
J. Mairs/IAEA

International Atomic Energy Agency
Information Series / Division of Public Information
08-26941 / E

사건등급

일부 사건은 1992년 이후, 사건으로 이 체계에 포함되어 있지 않다.
 주요한 사건으로는 우리 알려진 미국의 스리마일 아일랜드(TMI) 원전사고(5등급), 구 소련의 체르노빌 원전사고(7등급), 그리고 최근에 발생한 일본의 후쿠시마 원전사고(7등급)가 대표적인 사례가 될 수 있다. 이들 사고의 원인과 전개과정, 그리고 이에 따른 사고의 영향과 교훈에 대해서는 '13.6절'에서 자세히 살펴보기로 한다.

표 7.2 INES 평가기준 및 주요 사건 사례

분류	등급	기준1 소의 영향	기준2 소외 영향	기준3 심층방어 가능지하	사건 사례
사 고	7 대형사고	방사성물질 대량 외부방출 $\geq 5 \times 10^{16}$ Bq (1-131 확산)			구소련 체르노빌 원전사고(1986), 일본 후쿠시마 원전사고(2011)
	6 심각한사고	방사성물질 대량 외부방출 $\geq 5 \times 10^{15}$ Bq			
	5 소외 위협사고	방사성물질 한정적인 외부 방출 $\geq 5 \times 10^{14}$ Bq	원자로노출 중대손상		영국 윈드스케일 원자로사고 (1957), 미국 TMI 원전 노심용융사고(1979)
	4 소내 위협사고	방사성물질 소량 외부방출 $\geq 5 \times 10^{13}$ Bq (1mSv/년)	원자로노출 상당수준 손상, 종사자 치사량 피폭 (약 50%)		프랑스 생로랑 원전사고(1980), 일본 JCO핵연료 사고(1999)
고 상	3 심각한고장	방사성물질 국소적 외부 방출 (0.1mSv/년)	방사성물질의 소내 중대오염, 급성방사선장해발생 종사자피폭(약 10%)	심층방어 손상	스페인 반벨로스원전 회절사고(1989)
	2 고장		방사성물질의 소내 상당량오염, 종사자 선량한도 초과피폭(50mSv)	심층방어 상당수준 가능지하	일본 미하마원전 증기발생기전열관 손상사고(1997)
	1 단순고장			운전제한 범위 이탈	
등급 이하	0 경미한 고장	안전에 중요하지 않은 사건			

등급 의	OUT of Scale	안전에 관계없는 사건
---------	-----------------	-------------

사건등급



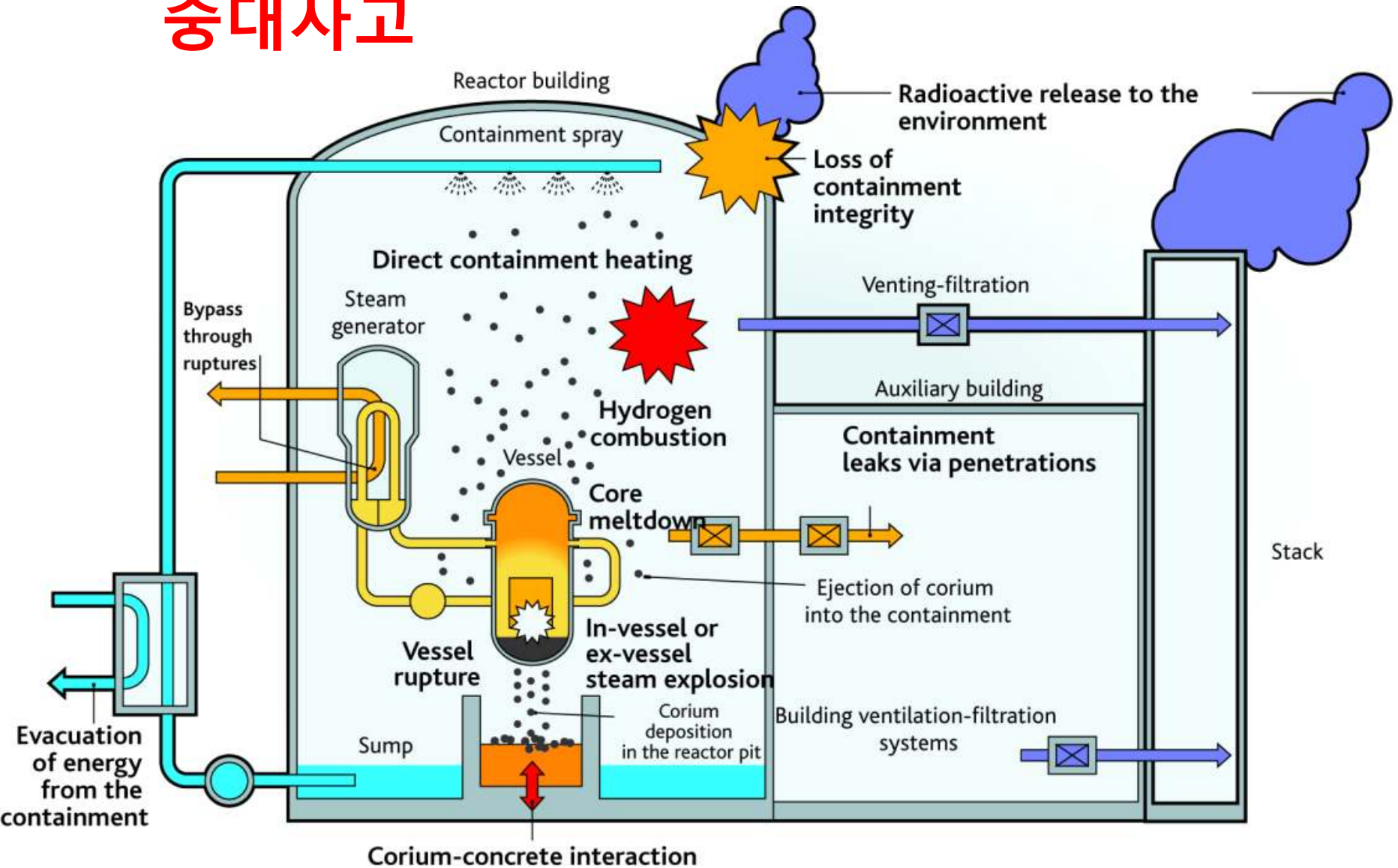
등급	사고	7 등급	한 국가 이외의 광범위한 지역으로 방사능 피해를 주는 대량의 방사성물질 방출 사고
		6 등급	방사선 비상 계획의 전면적인 시행이 요구되는 정도의 방사능 피해를 주는 다량의 방사성물질 방출 사고
		5 등급	방사선 비상 계획의 부분적인 시행이 요구되는 정도의 방사선 피해를 주는 제한된 양의 방사성물질 방출 사고
		4 등급	연간 허용 제한치 정도로 일반인이 피폭 받을 수 있는 비교적 소량의 방사성물질 방출 사고로서 음식물의 섭취 제한이 요구되는 사고
	고장	3 등급	사고를 일으키거나 확대시킬 가능성이 있는 안전 계통의 심각한 기능 상실
		2 등급	사고를 일으키거나 확대시킬 가능성은 없지만 안전계통의 재평가가 요구되는 고장
		1 등급	기기고장, 종사자의 실수, 절차의 결함으로 인하여 운전 요건을 벗어난 비정상적인 상태
등급 이하	경미한 고장	0 등급	정상 운전의 일부로 간주되며 안전성에 영향이 없는 고장

KINS

교훈

- 사건 당시, 사업자와 규제기관 원안위 모두 규정을 숙지하지 못해 우왕좌왕.
- 본질은, 수동정지나 체르노빌과 같은 사고로 진행하는냐가 아님
- 핵심은, 만일, 후쿠시마 같은 중대사고 발생시 이런 식이면 어찌 되겠느냐는 것. 더 큰 사고에는 준비가 안되 있음이 자명함을 보여주는 것임.

중대사고



향후 개선사항

- 기술지침서, 절차서 숙지를 위한 운전원 교육 강화
- 기술지침서 내 열출력에 대해 정확하고 빠른 출력값(열출력 보정된 중성자 출력 등) 사용
- 원자로 주제어실에 CCTV 설치, 대화 녹음
- 정비 기간 단축을 위해 안전성을 침해하는 관행을 없애야 함.
- 불시정지 방지 목적으로, 안전을 포기한 조치 (예: 일부 원자로 정지 신호들을 삭제 등)를 다시 원상복귀

향후 개선사항

- **원전 규제 전문기관에 의한 현장(일상) 감시시스템 도입**
 - 원자력 안전규제 전문기관에 의한 현장 중심 일상검사제도 법제화
 - 원전운영 상황을 매일 일상적으로 규제전문기관에서 감시하도록 하는 제도를 법제화하여 금번 한빛 1호기 사태 및 2012년 고리원전 정전사고를 미연에 방지하거나 확대되는 것을 방지할 수 있음.

※ 헌법 제37조제2항 및 행정규제기본법 제4조제1항에 따르면

- 원자력안전규제는 각 규제행위마다 개별적으로 반드시 법률적 근거가 있어야 하는 바, 사무처공무원의 원전현장 주재 및 현장주재(일상) 검사에 대한 법률적 근거가 존재하지 않음
- 원전현장에 원안위사무처의 공무원이 주재하는 것은 위법하며 더욱이 지역사무소에 근무하는 주재관인 공무원들은 많은 인력에도 불구하고 법적으로 할 일이 없는 상태임.