

## HRA를 이용한 터빈 정지시 원자로 정지불능 영향 완화 방안 연구

이광석  
한국전력공사  
이경진  
조선대학교

### 요 약

고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 PSA I 단계 수행 결과 ATWT에 대한 노심 손상 확률은 다른 사건에 비해 상대적으로 적어 소홀히 취급될 수 있으나 전체적인 노심 손상 확률 저감을 위해 본 연구에서는 ATWT 사건 중 터빈 정지시 원자로 정지불능을 선정하여 HRA를 수행하였다. HRA 수행의 첫째 과정은 위에서 선정한 사건에 대해 시나리오를 가정하고 이를 4개 그룹의 주제어실 운전원들에게 적용하여 모의 제어반을 이용한 훈련을 실시하였으며 운전원 조치 과정중의 행동관찰, 훈련결과, 개별 면담 등을 통해 국내 운전원 특성에 맞는 HRA의 기초자료를 얻었다. 두 번째 과정은 위의 결과 및 절차서에 근거하여 PSF 고려 유무에 따라 실패 확률의 정량적 평가와 불확실성 분석을 수행하여 ATWT에 대한 HRA 수행 자료로 활용 가능하도록 하였으며, 끝으로 ATWT 영향 완화를 위한 대안을 제시함으로써 노심 손상 확률을 감소시키기 위한 기초가 되도록 하였다.

### 1. 서론

일반적으로 원자력발전소 불시정지의 30~50% 정도가 인적실수에 기인하며, 특히 정지시 또는 계획예방정비 기간중 고장의 대부분은 인간의 업무수행 과정중의 실수에서 비롯된다. 따라서 이러한 인적실수 감소를 위해서는 인적실수의 발생경위 및 원인 그리고 발전소 계통에 미친 영향 등을 규명하는 인간 신뢰도 분석(HRA : Human Reliability Analysis)이 선행되어야 한다.

인간신뢰도는 원자력발전소 안전성의 최대 목표인 노심 손상 확률과 직접적으로 관계되며 PSA I 단계는 이러한 노심 손상 확률을 계산하는 것으로서 위에서 분석된 HRA 결과들이 여기에 입력된다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기의 PSA 결과<sup>[4]</sup>를 보면 ATWT에 의한 노심 손상 확률은 소형 LOCA와 소외전원 상실 다음으로 높다. 따라서 본 연구에서는 원자력 발전소 이상 상태중 소홀히 다루기 쉬운 ATWT 사건 중 「터빈 정지시 원자로 정지불능」 사례를 선정하여 고리 3,4호기와 영광 1,2호기 주제어실 운전원들을 대상으로 원자력연수원의 모의 제어반을 이용한 시나리오 훈련을 실시하였으며, 이들 훈련 결과와 운전원 면담을 통해 얻은 기초자료를 이용하여 THERP 기법으로 사건전개에 따른 인적실수 가능 행위를 분석하였다.

### 2. 시나리오 선정과 기초자료 취득

#### 2.1 시나리오 선정 배경

ATWT는 원자로 정지, 터빈 정지, 주급수 상실, 소외전원 상실의 4가지로 분류하며, 터빈 정지나 주급수 상실의 경우가 노심 손상 가능성이 크다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기의 PSA 결과

ATWT에 의한 노심 손상 확률은 소형 LOCA와 소외전원 상실 다음으로 높은 것으로 나타났으며 소형 LOCA 또는 소외전원 상실에 대한 분석은 많은 분석이 이루어지고 있으나 ATWT에 대해서는 분석이 미흡하여 본 연구에서 ATWT 사건 중 「터빈 정지시 원자로 정지불능」 사례를 선정하게 되었다.

## 2.2 시나리오에 대한 가정

진 출력 운전중 복수기 진공상실에 의한 터빈 정지시 노심으로 제어봉이 삽입되지 않으며 터빈이 정지(T=0)되면 냉각재 온도 증가에 의한 MTC에 의해 노심 출력은 감소한다. 이때 RCS 온도 증가에 따른 제어봉 자동 삽입은 없다. 복수기 진공상실로 인해 복수기로의 증기덤프가 불가능하므로 2차측 증기는 대기덤프 밸브를 통해 대기로 방출되거나 또는 주증기관 차단 밸브가 닫혀진 경우 S/G PORV, PSV를 통해 대기로 방출된다. 또한 터빈구동 주급수 펌프를 구동하지 못하므로 주급수 유량이 상실된다. 이때 보조급수 계통이 작동하여 원자로내의 잠열 및 붕괴열을 제거하는데 필요한 급수를 공급한다.

## 2.3 모의 제어반을 통한 기초자료 취득

위 사건 시나리오를 토대로 고리 3,4호기와 영광 1,2호기 주제어실 운전원 4개조를 대상으로 원자력연수원의 모의 제어반에 적용하였다. 정확한 결과를 얻기 위해 시나리오 주입전과 주입중 대상 운전원들에게 시나리오 내용을 알리지 않고 관찰하였으며, 시나리오 훈련 종료 후에는 운전원 면담(설문)을 통하여 시나리오 숙지 상태, 운전원간 의사소통, 인적오류 개연요소 및 환경적 요인 등을 파악하였다. 적용 결과 A, B, C 그룹은 모두 사건 발생후 20~30초내에 원자로 정지에 성공하였으며 D 그룹은 80초에 정지시켰다. D 그룹은 주제어실 운전원들중 한사람을 제외하고 모두 현재 업무를 6개월 미만 경험한 미숙련자이기 때문에 원자로 정지불능의 인지에 다소 시간이 경과하였으나 이는 사고분석에서의 원자로 정지 요구시간인 90초이내를 만족시켰다. 또한 보조급수 및 비상방산 주입도 모두 성공하였다. 이에 대한 결과를 그림 1부터 4에 요약하였다.

# 3. HEP 평가

## 3.1 HEP 평가를 위한 기본사항

### (1) 직무분석시 가정사항

주제어실에는 SS, STA, RO, TO, EO의 5명이 근무하며 터빈 정지 확인 직무는 시나리오 내용상 성공한 것으로 간주한다. 의존도는 BHEP에 대해서는 ZD, SS와 운전원간에는 MD, STA와 운전원간에는 LD, 운전원들간에는 HD를 가정한다. 사건 발생시 주제어실에 발생하는 경보는 20개 이내이며 이 경보들을 그룹화 시키면 인지 단위 경보 수는 9개이다. 운전원들은 모두 숙련자이며 경보 반응 모델에서의 HEP는 경험수준과 스트레스에 대한 고려가 포함된 값이다.

### (2) ATWT의 성공기준<sup>[4]</sup>

- 운전원이 ATWT 발생후 90초 이내에 원자로 정지.
- 수동 원자로 정지불능시 55초 이내에 터빈을 수동으로 정지시키고 120초 이내에 보조급수계통이 작동되며 비상 방산주입 수행.
- 원자로 미임계 상태 유지.

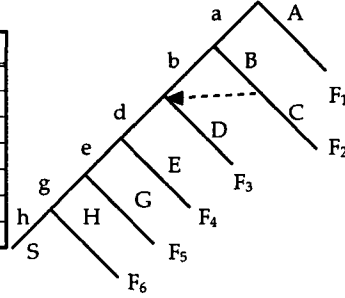
(3) HEP 평가는 THERP 기법을 이용하고, PSF 미고려시와 고려시로 나누어 HEP를 평가하였다.

## 3.2 직무분석 및 HRA Event tree

비상 운전절차서를 기준으로 절차적인 직무를 표1 및 표2에 나타냈으며 HRA Event tree는 그림 5 및 그림 6과 같이 작성하였다.

표 1. PSF 미고려시 절차적 직무 및 HEP

직무	직무 내용	HEP
"A"	RO의 이상상태 진단 실패	0.03
"B"	RO의 스위치를 이용한 원자로 수동정지 실패	0.01
"C"	EO의 M-G SET 전원 공급차단기 개방 실패	0.01
"D"	TO의 터빈 트립 확인 실패	0
"E"	TO의 보조 급수 계통 작동 확인 실패	0.01
"G"	RO의 비상 봉산주입 실패	0.01
"H"	STA의 원자로 미임계 유지 확인 실패	0.05

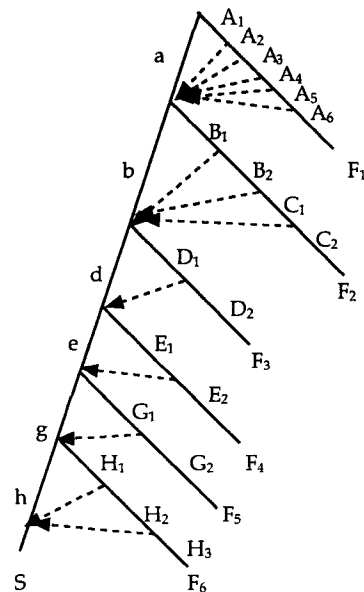


HEP Source : "A"는 THERP Handbook Table 20-3 item 1 및 20-23 Item 9, "B"부터 "G"는 20-2 item 4, "H"는 20-2 item 1

그림 5. PSF 미고려시 HRA Event Tree

표 2. PSF 고려시 절차적 직무 및 HEP

직무	BHEP	직무내용	PSF			HEP
			경험 수준	스트레스	의존도	
"A <sub>1</sub> "	0.003	이상상태 진단실패(MCR All)	-	MH	ZD	0.003
"A <sub>2</sub> "	0.03	이상상태 진단실패(RO)	-	MH	ZD	0.03
"A <sub>3</sub> "	0.03	이상상태 진단실패(SS)	-	MH	MD	0.17
"A <sub>4</sub> "	0.03	이상상태 진단실패(STA)	-	MH	LD	0.08
"A <sub>5</sub> "	0.03	이상상태 진단실패(TO)	-	MH	HD	0.52
"A <sub>6</sub> "	0.03	이상상태 진단실패(EO)	-	MH	HD	0.52
"B <sub>1</sub> "	0.01	원자로 수동정지 실패(RO)	×5	MH	ZD	0.05
"B <sub>2</sub> "	0.01	원자로 수동정지 지시실패(SS→RO)	×5	MH	MD	0.19
"C <sub>1</sub> "	0.01	M-G set 차단기 개방실패(EO)	×5	MH	ZD	0.05
"C <sub>2</sub> "	0.01	M-G set 차단기 개방 지시실패(SS→EO)	×5	MH	MD	0.19
"E <sub>1</sub> "	0.01	보조급수계통 작동 확인실패(TO)	×5	MH	ZD	0.05
"E <sub>2</sub> "	0.01	보조급수계통 작동 확인 지시실패(SS→TO)	×5	MH	MD	0.19
"G <sub>1</sub> "	0.01	비상 봉산주입 실패(RO)	×5	MH	ZD	0.05
"G <sub>2</sub> "	0.01	비상 봉산주입 지시실패(SS→RO)	×5	MH	MD	0.19
"H <sub>1</sub> "	0.025	원자로 미임계 유지 확인실패(STA)	×5	MH	ZD	0.13
"H <sub>2</sub> "	0.025	원자로 미임계 유지 확인실패(RO)	×5	MH	LD	0.17
"H <sub>3</sub> "	0.025	원자로 미임계 유지 확인실패(SS)	×5	MH	MD	0.25



HEP Source : "A<sub>1</sub>"은 THERP Handbook Data Table 일반값, "H<sub>1</sub>"은 Table 20-2 item 2, 기타 기본직무는 BHEP, 의존도가 적용되는 경우는 Table 20-17의 수식 사용

그림 6. PSF 고려시 HRA Event Tree

### 3.3 HEP 평가 결과

THERP Handbook에 제시된 방법을 사용하여 각 직무별 HEP를 할당하여 계산하고, 각 실패경로에 대한 HEP를 평가하였다.

실패 경로	실패 확률
A	0.03
aBC	0.000097
aBdE	0.000097
abdE	0.009603
aBdeG	0.000096
abdeG	0.009507
aBdegH	0.000475
abdegH	0.047060
총 실패 확률 Pr[F <sub>T</sub> ]	0.096935

#### (1) PSF 미고려시의 HEP 평가 결과

실패경로(직무 "D" 제외)에 대한 평가 결과는 0.096935로 나타났으며, 최종단 실패경로만을 고려한 평가 결과도 위의 값과 거의 일치한다.

$$\Pr[F_T] \approx \Pr[F_1 \text{ or } F_2 \text{ or } \dots \text{ or } F_n] \approx \sum_i \Pr[F_i]$$

$$\Pr[F_T] = \Pr[F_1 \text{ or } F_2 \text{ or } \dots \text{ or } F_6] \\ = \Pr[F_1] + \Pr[F_2] + \Pr[F_3] + \Pr[F_4] + \Pr[F_5] + \Pr[F_6] = 0.0963$$

(2) PSF 고려시의 HEP 평가 결과

$$\Pr[F_T] = \Pr[F_1 \text{ or } F_2 \text{ or } \dots \text{ or } F_6] = \Pr[F_1] + \Pr[F_2] + \Pr[F_3] + \Pr[F_4] + \Pr[F_5] + \Pr[F_6] = 0.0224$$

4. 불확실성 분석 및 PSA에의 결과 입력

4.1 불확실성 분석

TherP Handbook의 20장 표로부터 도출된 각 단위 직무에 대한 HEP는 모두 로그정규 분포를 이루고 있으며, 이에 대해 불확실성 분석을 수행함으로써 최종적인 인적오류 확률 값을 계산한다. 여기서는 PSF를 고려하여 평가한 HEP에 대해 불확실성 분석을 수행하였으며 분석에 사용된 수식은 다음과 같다.

(1) 각 실패가지의 평균과 분산

$$\mu(\ln \Pr[F_{ij}]) = \sum_{ij} \ln M_{ij} \qquad \sigma^2(\ln \Pr[F_{ij}]) = \left(\frac{1}{3.29}\right)^2 \sum_{ij} \left[ \ln\left(\frac{U_{ij}}{L_{ij}}\right) \right]^2$$

$$\mu(\Pr[F_{ij}]) = e^{\mu(\ln \Pr[F_{ij}]) + \frac{\sigma^2(\ln \Pr[F_{ij}])}{2}} \qquad \sigma^2(\Pr[F_{ij}]) = e^{\sigma^2(\ln \Pr[F_{ij}]) + 2\mu(\ln \Pr[F_{ij}])} \times [e^{\sigma^2(\ln \Pr[F_{ij}])} - 1]$$

(2) 전체 실패가지의 평균과 분산

$$\mu(\Pr[F_T]) = \sum_{ij} \mu(\Pr[F_{ij}]) \qquad \sigma^2(\Pr[F_T]) = \sum_{ij} \sigma^2(\Pr[F_{ij}])$$

$$\mu(\ln \Pr[F_T]) = \ln \left[ \frac{\mu(\Pr[F_T])}{\sqrt{1 + \left(\frac{\sigma^2(\Pr[F_T])}{\mu^2(\Pr[F_T])}\right)}} \right] \qquad \sigma^2(\ln \Pr[F_T]) = \ln \left[ 1 + \left(\frac{\sigma^2(\Pr[F_T])}{\mu^2(\Pr[F_T])}\right) \right]$$

(3) 전체 실패가지에 대한 중간 HEP와 UCB

$$M(\Pr[F_T]) = e^{\mu(\ln \Pr[F_T])} \qquad M = \sqrt{UL} \qquad EF = \sqrt{\left(\frac{U}{L}\right)} = e^{1.645\sigma}$$

$$U(\Pr[F_T]) = e^{\mu(\ln \Pr[F_T]) + 1.645\sigma(\ln \Pr[F_T])} \qquad L(\Pr[F_T]) = e^{\mu(\ln \Pr[F_T]) - 1.645\sigma(\ln \Pr[F_T])}$$

표 3. 의존도 규칙에 따른 상한/하한 불확실성비

F <sub>ij</sub>	HEP(M <sub>ij</sub> )	의존도	U <sub>ij</sub>	L <sub>ij</sub>	U <sub>ij</sub> /L <sub>ij</sub>
F <sub>A1</sub>	0.003	ZD	EF = 10		100
F <sub>A2</sub>	0.03	ZD	EF = 10		100
F <sub>A3</sub>	0.17	MD	0.52	0.06	8.67
F <sub>A4</sub>	0.08	LD	0.17	0.04	4.25
F <sub>A5</sub>	0.52	HD	1.0	0.27	3.70
F <sub>A6</sub>	0.52	HD	1.0	0.27	3.70
F <sub>B1</sub>	0.05	ZD	EF = 10		100
F <sub>B2</sub>	0.19	MD	0.53	0.07	7.57
F <sub>C1</sub>	0.05	ZD	EF = 10		100
F <sub>C2</sub>	0.19	MD	0.53	0.07	7.57
F <sub>E1</sub>	0.05	ZD	EF = 10		100
F <sub>E2</sub>	0.19	MD	0.53	0.07	7.57
F <sub>G1</sub>	0.05	ZD	EF = 10		100
F <sub>G2</sub>	0.19	MD	0.53	0.07	7.57
F <sub>H1</sub>	0.13	ZD	EF = 10		100
F <sub>H2</sub>	0.17	LD	0.25	0.12	2.08
F <sub>H3</sub>	0.25	MD	0.57	0.11	5.18

분석단계는 각 실패 가지에 대한 UCB 상, 하한값을 구하여 이들의 비율(U/L)을 계산하고 각 최종점 실패 가지별 평균과 분산, 최종 HEP 중간값 및 상, 하한값을 구한다. EF는 TherP Handbook Table 20-20 item 8, 상/하한 불확실성 값은 위 Handbook의 부록 A 규칙을 적용하였다.

실패 가지의 평균과 분산 결과에 따라 최종 중간 HEP와 상,하한값을 다음과 같이 계산하였다.

$$\mu(\ln \Pr[F_T]) = \ln \left[ \frac{0.079}{\sqrt{1 + \left(\frac{0.02}{0.00215}\right)}} \right] = -3.705$$

$$\sigma(\ln \Pr[F_T]) = \sqrt{\ln \left[ 1 + \left(\frac{0.02}{0.00215}\right) \right]} = 1.527$$

$$M = e^{-3.705} = 0.0246$$

$$U(\Pr[F_T]) = e^{[-3.705 + (1.645 \times 1.527)]} = 0.303$$

$$L(\Pr[F_T]) = e^{[-3.705 - (1.645 \times 1.527)]} = 0.002$$

4.2 PSA에의 결과 입력

PSF 미고려시 실패 확률은 PSA 수행시 Worst Case로 사용할 수 있는 값이지만 국내 원자력 발전소 특성에 맞게 PSA를 수행하고자 한다면 불확실성 분석을 통해 평가된 최종적인 중간 HEP를 적용해야 한다. 고리 3,4호기와 영광 1,2호기 PSA 수행시 ATWT(T/B) 사건에 대해 원자로 수

동정지 실패 확률 0.1을 적용한 결과는  $9 \times 10^{-7}$ 이나 본 연구의 HEP 결과값 0.0246을 적용하여 PSA를 재 수행한 결과는  $2.16 \times 10^{-7}$ 로 나타났다.

## 5. ATWT 영향 완화 방안

### 5.1 운전원 훈련 강화

모의 제어반을 통한 ATWT 시나리오의 반복적 모의훈련은 비상시 조치 능력의 단계적인 향상을 가져온다.

### 5.2 ATWT 완화 계통 설치

10CFR50.62 「ATWT에 대한 위험 감소를 위한 요건」을 충족시키기 위한 계통으로서 ATWT 발생시 별도의 정지 기능에 의해 원자로를 정지시키는 기능을 가지고 있고, 변수로는 증기발생기 수위와 가압기 압력이 입력된다.

### 5.3 ATWT 인지 경보 설치

기존의 SSPS의 입력변수와 원자로 정지 차단기, 터빈 정지밸브 등을 조합하여 논리회로를 구성한 ATWT 인지 경보를 설치한다면 이상 상태의 진단에 효과적으로 기여하게 된다.

### 5.4 OACS 활용

OACS에는 CSF Status Tree가 도식화되어 있고 발전소 각 계통의 중요 변수들이 입력된다. 비상상태시 입력 변수들이 정상 값을 벗어나면 STA가 발전소 상태 추적을 용이하게 할 수 있도록 되어있어 이를 적극 활용하면 노심 손상 가능성을 상당히 줄일 수 있다.

## 6. 결론

본 연구는 PSA의 인간신뢰도 분석 도구인 THERP 기법을 이용하여 원자력 발전소의 ATWT 사건 중 터빈 정지시 원자로 정지불능에 대한 운전원 조치 과정중의 HEP를 정량적으로 계산하였다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 PSA 결과 값에 비해 현재의 운전원들 특성을 고려하여 산정한 본 연구의 ATWT 분석 결과는 ATWT 사건의 PSA 결과값 감소에 기여하며 여기에 ATWT 완화 계통을 설치한 경우 전체 ATWT 사건에 대한 노심 용융 확률 감소량 2.8%<sup>[5]</sup>까지 고려된다면 상당한 노심 용융 확률의 감소를 가져온다. 영광 3,4호기 및 울진 3,4호기의 경우 ATWT 완화 계통인 APS와 같은 개념의 DPS를 설치하여 운영중이며, 해외 원자력 발전소들도 일부 설치하여 운영중에 있다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기의 경우에는 ATWT 완화 계통보다 ATWT 인지 경보를 설치하여 ATWT 사건 발생시 신속 정확하게 이상 상태의 진단을 하고, 조치 과정중 미임계 상태의 판단에 OACS를 적절히 활용한다면 ATWT 완화 계통 설치에 상응하는 노심 용융 확률을 감소시킬 수 있다. 끝으로 본 연구 결과는 원자력 발전소 안전성 확보를 위한 PSA 수행, 설계변경, 절차서 보완시 매우 유익하게 사용할 수 있을 것이며 향후 다른 사건들에 대해서도 국내 원자력 발전소 특성에 맞게 HRA를 수행하여 결과들을 자료화할 필요성이 있다.

## 참고문헌

- [1] A.D, Swain, H.E, Guttman : Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications : NUREG/CR-1278, Sandia National Lab, August 1983.(1989. Rev.3)
- [2] A.D, Swain : Human Reliability Analysis(Training Seminar Course Documentation) : 1990.
- [3] KEPCO : Level I PSA for YongGwang Unit 1&2 Final Report : KEPCO Research Center.
- [4] 한국원자력연구소 : 「원전정지기준 개선 및 운전신뢰성제고」 한국전력공사, 1990.
- [5] 박창규 외 : 「'93 Workshop papers - 확률론적 안전성 평가기법 및 응용과정」 한국원자력연구소.

그림 1. 원자로 출력 변화

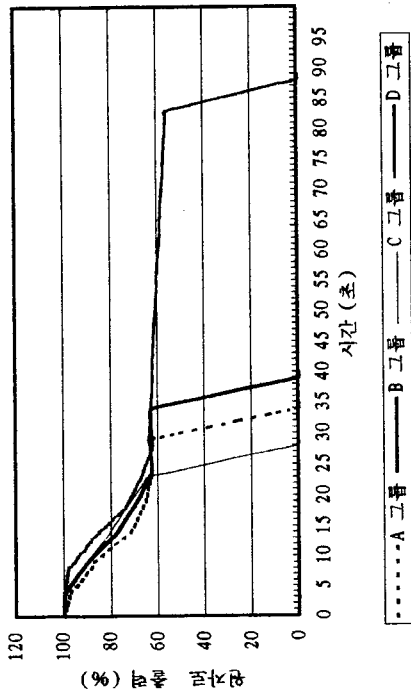


그림 2. 증기발생기 열역 수위 변화

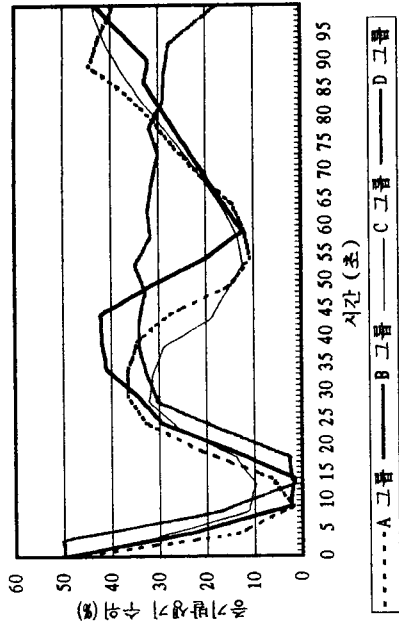


그림 3. 가압기 압력 변화

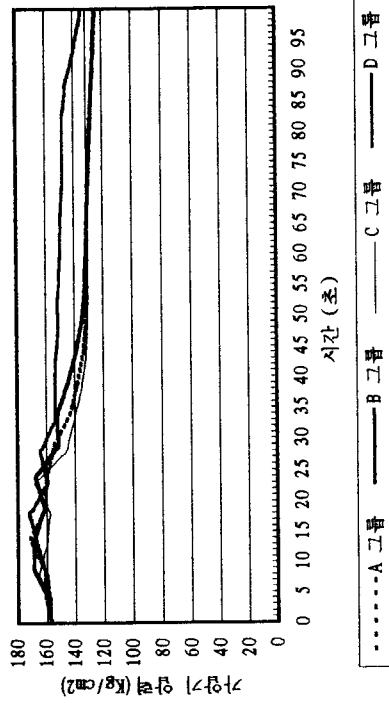


그림 4. 원자로 냉각재 평균온도 변화

