

중성자 변환법에 의한 실리콘 도핑 기술개발

The Development of Silicon Doping Technique by
Neutron Transmutation

연구기관
한국원자력연구소

과학기술처

제 출 문

과학기술처 장관 귀하

본 보고서를 "중성자변환법에 의한 실리콘 도핑 기술개발" 사업의 연구보고서로 제출합니다.

1991년 8 월

연구기관명: 한국원자력연구소

연구책임자: 김 헌 준(중성자물리연구실)

연구원 : 김 용 채(")

: 김 정 도(원자로설계실)

: 전 병 칠(중성자물리연구실)

: 이 창 희(")

: 이 정 수(")

: 성 백 석(")

: 심 해 섭(")

: 최 병 훈(")

: 호 종 화(")

감수위원 : 서 두 환(원자로관리실)

여 백

요 약 문

I. 제 목

중성자변환법에 의한 실리콘도핑 기술개발

II. 연구의 목적 및 중요성

오늘날 반도체소자는 대부분 고순도, 저결함의 CZ-Si 또는 FZ-Si을 소재로 이용하고 있다. 전자는 주로 IC, LSI 등 제조공정에서 많은 열처리 과정을 소요하는 소자가공에, 그리고 후자는 특히 고순도, 저결함이 요청되는 대/중전력용 thyristor, diode 및 transistor 등의 제조에 이용되고 있다. 그러나 FZ-Si의 경우도 결정 제조공정에서 불가피하게 수반되는 첨가불순물(dopant) 분포의 미시적인 불균일성(striation) 때문에 소자의 전기적 특성과 생산수율 향상에 많은 제한을 받는다. 여기에 반해 NTD-Si은 불순물을 외부에서 첨가하는 대신 고순도 FZ-Si ingot에 원자로 중성자를 조사하여 핵변환 즉,



를 통하여 Si 동위체의 하나인 ^{30}Si 을 불순물로 변환하는 방법으로서 넓은 dopant 농도 범위에 대해서 균일도를 대폭 향상할 수 있으므로 대전력용 소자 제조가 가능하고 또 생산수율도 아주 높일 수 있다. 현재 이와같은 대전력용 NTD-Si의 세계적 생산량은 ~ 120 tons/yr에 이르고, 산업자동화 추

세에 따르는 대전력용 소자의 수요증가로 그 생산도 계속 신장하는 추세에 있다.

현재 한국에너지연구소에서 건조중인 30 MW 다목적연구로(KMRR)는 노심주위에 중수반사체를 설치하므로 열중성자 대비 속중성자 성분이 적은 양질의 중성자장을 얻을 수 있으므로 고품질의 NTD-Si 생산이 가능하다. 따라서 이 KMRR에 NTD 장치를 설계/제작하고 그 기술을 개발하는 것은 한편으로는 해외 반도체 제조업체의 NTD-Si 수탁사업에 참여하고, 다른 한편으로는 wafer 수입가공 단계에서 이제 막 일부 업체에서 CZ-Si의 생산을 시작한 국내업체에 FZ-Si ingot 수입 또는 직접 그 생산으로 대전력용 소자를 생산할 수 있도록 선도하기 위한 것이다.

III. 연구내용 및 범위

본 연구의 제 3차년도 연구내용 및 범위는 NTD 기술개발 및 기계구동/전자제어장치 설계/제작 등을 1차 완료하였으며, 그 내용 및 범위는 다음과 같다.

1. NTD 조사관설계
 - 가. 조사내관설계
 - 나. 조사내관의 설치/교체용 기구 설계
 - 다. 중성자조사량 실시간 감시장치 제작/시험
2. NTD 조사장치
 - 가. 기계구동장치
 - 나. 제어장치
3. NTD 조사관내 중성자장 선질 평가법 연구

- 가. 속중성자 평가
- 나. 검출박 조사도구 개념설계
- 다. 비교법에 의한 방사화율 정밀 측정법

IV. 연구결과 및 건의

NTD-Si를 생산하기 위한 제 3차년도 연구개발 내용은 주로 NTD 기술개발 및 장치 상세설계/제작에 관한 것으로 그 중요 연구내용 및 중간 결과를 아래에 요약하였다.

1. NTD 조사관설계

가. 조사내관설계

1) 정위치 균일조사법을 위해서 이미 보고한바 있는 1D-ANISN 코드에 의한 중성자속 축분포 평탄화 흡수막 설계법을 2D-VENTURE 코드로 재계산함으로써 Si ingot 삽입에 의한 평탄화변동 및 Al filler 효과등을 조사하였다.

한 예로서 최대 길이/두께가 각각 700 mm/2 mm 인 5층구조의 Ni 흡수막으로 50cm 영역의 평탄화율은 $\delta\phi \approx 6\%$ 까지 도달할 수 있으나 Si ingot 삽입으로 9%로 떨어진다. 그러나 양단에 15 cm Al filler를 넣을 경우는 $\delta\phi \approx 2.1\%$ 로 대폭 향상된다.

2) 이 2D-VENTURE 코드에 의한 흡수막 설계법은 앞으로 TRIGA 연구로에서 Mock-up 실험으로 검증을 계획중에 있으며, KMRR 한-핵연료 주기 동안의 축분포 변동에 따르는 흡수막 최적설계법 및 평탄화율 평가를 위한 연구를 수행중에 있다.

3) 조사내관은 ~ 10 mm 두께의 A1-6063관을 이용하여 5개 SPND를 관벽내에 장전하고 관외층에는 흡수막을 고정하는 방법으로 각 부분의 설계를 진

행증에 있다.

나. 조사내관의 설치/교체용 기구 설계

NTD 조사관내 증성자장 특성조사 및 흡수막 설계를 위한 검출박 도구/모의조사관 실험과 조사내관의 장전/고정 작업을 위한 장전기구를 설계증에 있다.

다. 증성자 조사량 실시간 감시장치 제작/시험

1) NTD 조사관마다 5-SPND를 이용하여 증성자조사량 및 축분포 변동을 정밀감시하기 위하여 nvt-PC를 중심으로 한 전자장치 및 software의 1차시작을 완성하여 기능을 시험증에 있다.

2) 원자로 출력 및 증성자 검출특성의 급변화, 그리고 실시간 감시계와 구동장치간의 오통신과 같은 비상사태에 대처하기 위한 software 보완작업도 진행중에 있다.

2. NTD 조사 장치

가. 기계 구동 장치

회전 구동과는 독립적으로 승강 운동을 절대 위치 제어하므로서 다양한 균일 조사법을 이용할 수 있는 반자동식 기계 구동 장치의 1차 시작품을 설계, 제작하여 현재 기능 시험을 진행중이다. 그 중간 결과로서 기계적인 가공 정밀도는 설계 사양을 만족하나 encoder 신호(En)에 대한 10 m 구동영역에서의 종합적인 승강 위치(Z) 정도는 평균 오차 $\sim \pm 1.5$ mm내에서

$$\text{내려갈 때 : } Z(\text{mm}) = -175.498 + 3.51 * E_n$$

$$\text{올라갈 때 : } Z(\text{mm}) = -174.756 + 3.51 * E_n$$

로서 backlash는 $\sim 0.7\text{mm}$ 이다. 이 장치의 소형화, 위치 검출 분해능 향상 및 이상 부하의 고감도 검출 등 보완/개량을 진행중에 있다.

나. 균일 조사 제어 장치

Con-PC(IPC-600)를 중심으로한 기계 구동 장치의 전자 제어 장치를 설계, 제작하고 manual mode, PC manual mode, FP auto mode에 대한 software를 1차 완성하여 시험 운전을 진행중이다. CV auto mode에 대한 software 작성 및 조사과정에서 예상되는 각종 이상 동작의 조기 검출 및 이에 대한 안전 조치를 위한 software 보완, 제어 장치의 소형화 등 개선을 진행중에 있다.

3. 중성자선질 평가법 연구

가. NTD 조사관내의 열/열외중성자속 측정법에 이어서 서로 다른 유효 문턱에너지를 갖는 7개 threshold 검출박을 이용한 속중성자속 및 그 적분속 스펙트럼 측정법을 설정하였다.

나. NTD 조사관내 열중성자속의 정밀한 공간분포 측정과 열외중성자 및 속중성자를 평가하기 위한 표준절차 작성 및 검출박 조사도구 설계를 진행중에 있다.

다. 검출박의 방사화율 측정을 위한 HPGe 분광장치를 준비중에 있으며, 특히 열중성자 검출박의 경우 ^{60}Co 및 ^{137}Cs NIST 표준선원을 이용한 비교법으로 $\sim \pm 2\%$ 의 절대방사능 측정정도를 얻기 위한 각종 보정 및 오차평가법 연구와 측정절차서 작성을 진행중에 있다.

SUMMARY

I. Project Title

The Development of Silicon Doping Technique by Neutron Transmutation

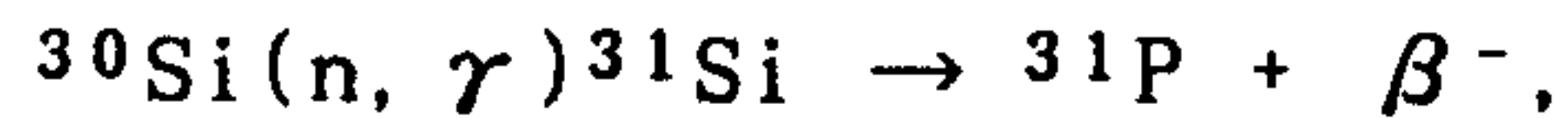
II. Objective and Importance of the Project

The high purity and low defect Czochralski-Silicon and Floatzone-Silicon are used as base materials of the most semiconductor devices. The former is chiefly used for devices requiring a series of annealing in manufacturing processes such as IC and LSI, and the latter particularly for manufacturing of high or medium power devices of such as thyristors, diodes and transistors.

In the case of FZ-Si crystal, however, the dopant striation, microscale variation of dopant concentration striated unavoidably during dopant implantation and crystal growing, causes non-uniform electric characteristics either from device to device or even in a device itself, and these striations eventually reduce production yield or lower the power rating of the devices.

The neutron transmutation doping method is based on the

irradiation of high purity FZ-Si ingot in a nuclear reactor to cause nuclear transmutation:



in which one of the silicon isotopes, ^{30}Si , is transmuted into the dopant ^{31}P . Since this technique is capable of homogeneous doping over large ingot volume in the wide range of aimed dopant concentration, NTD-Si ingot is suitable for manufacturing high or medium power devices with high production yield. At present, the annual world production of NTD-Si for high-power devices amounts to about 120 tons/year and tends to increase owing to increasing demand of high/medium power devices following industrial automation.

At KAERI, a multiple-purpose research reactor (KMRR) of 30 MW is under construction. Equipped with a heavy water reflector around the core, the reactor is expected to provide a neutron field of good quality with a small fast to thermal neutron ratio, which will accordingly make it possible to produce high quality NTD-Si. This project aims the development of techniques and facilities to produce NTD-Si at KMRR, so as to enable us, on the one hand, to take part in overseas NTD service market and, on the other hand, to lead domestic semiconductor industries, some of which have just begun with CZ-Si production, to manufacturing high-power devices either by producing or importing FZ-Si.

III. Scope and Contents of Project

The scope and contents of the project for the third year include development of NTD techniques, design/fabrication of prototype of mechanical driving/electronic control units, etc.. The major subjects are listed below.

1. Design/fabrication of NTD 1/2 holes
 - a. Design of the irradiation sleeve
 - b. design of the handling tool for incore sleeve.
 - c. Fabrication/test of real-time neutron flux monitoring system
2. NTD irradiation facility
 - a. The machanical driving unit
 - b. Electronic control unit
3. Study on precise measurement of the absolute neutron flux distribution

IV. Results and Proposals

The R/D scope of NTD-Si production technique of the third year includes the development of basic techniques and design of NTD facilities. The important interim results and suggestions are given as follows.

1. Design of NTD 1/2 holes

a. Design of the irradiation sleeve

1) For the design of the neutron screen to flatten the axial flux distribution for uniform irradiation by the fixed position method, our earlier 1D-ANISN calculation is revised by 2D-VENTURE code and variation of flux distribution due to Si ingots insertion and effect of Al filler addition etc are studied.

As a resulting example, the axial flux variation [$\delta\phi = (\phi_{\max} - \phi_{\min}) / \phi_{\text{av}}$] of about 6 % is attained over 50 cm region by appropriately adjusting the structure of a 5-layer Ni screen with its maximum length/thickness of 70 cm/2 mm and this flux variation is deteriorated to 9 % when 50cm long Si ingot is placed into the incore sleeve. However, addition of 15cm Al fillers at the both end of the ingot could improve it significantly to 2.1%.

2) Study is in progress to perform some mock-up experiments at TRIGA reactor as bench mark test of this 2D-VENTURE method of neutron screen design, and also to extend this method for optimization of the screen design and evaluation of the uniformity over the variation of axial neutron distribution during KMRR fuel cycle.

3) Design work for the incore sleeve is under way in which Al-6063 tube of ~ 10 mm thickness is equipped with 5 SPNDs inside its wall material and neutron screen of its outer surface to flatten the axial neutron flux distribution.

b. design of the handling tool for incore sleeve.

To facilitate various experiments with secured procedure, such as characterization of neutron field using foil detector kit, mock-up test for neutron screen design and installation/bolting of incore sleeve to NTD irradiation hole, design work for handling tools is under way.

c. Fabrication/test of real-time neutron flux monitoring system

1) In order to monitor precisely the neutron irradiation fluence and the variation of axial flux distribution during fuel cycle by means of 1 V- and 4 Rh-SPND units at each NTD irradiation hole, a prototype of monitoring unit based on nvt-PC is fabricated and in test operation after completing software.

2) In order to deal with emergency situation, such as reactor trip, fail of any SPND channel and communication error between real-time monitoring system and control unit for mechanical driving, supplemental work to the software is also in progress.

2. NTD irradiation facility

a. The mechanical driving unit

The first prototype of semi-automatic mechanical driving unit was designed and machined, which is capable of various mode operation of uniform irradiation with flexible design feature such as independent driving of rotation and up-down motion and absolute position control of the latter motion.

Testing of its overall characteristics is underway. Some interim results show that machining precision meets the design specification, and overall precision of position control based on the encoder signal (En) over 10m driving span of up-down motion has following relations :

$$\text{down motion : } Z(\text{mm}) = -175.498 + 3.51 * \text{En}$$

$$\text{up motion : } Z(\text{mm}) = -174.756 + 3.51 * \text{En}$$

within average deviation of $\sim \pm 1.5$ mm and backlash of ~ 0.7 mm between two motions. Various improvements are also in progress, such as more compact design of the unit, resolution improvement of up-down positioning and hardware/software improvement for sensitive detection and safety/protection measure for any erroneous operation and trouble.

b. Electronic control unit

The electronic control unit for driving the mechanical unit was designed and fabricated based on Con-PC(IPC-600), and test operations are underway with first phase software development for the manual mode, PC manual mode, and FP auto mode operation. Various

improvements, such as early detection of abnormal functioning, software modification for the error services, and miniaturization of the unit, and software development for the CV auto mode are in progress.

3. Study on precise measurement of the absolute neutron flux distribution

a. As a continued study for the measurement of thermal/epithermal neutron in NTD holes, method for the measurement of fast neutron flux and its integrated spectrum using 7 threshold detectors with different effective threshold energy is followed.

b. For the precise measurement of spacial distribution of thermal neutrons and the evaluation of epithermal/fast neutrons in NTD holes, related work, such as preparation of experimental manual, design of foil detector irradiation kits, etc., are in progress.

c. For the measurement of foil detector activity, a HPGe spectrometer is in preparation. In particular, the accuracy of thermal neutron flux measurement is required to be within $\sim \pm 2\%$, and a comparison method using ^{60}Co and ^{137}Cs NIST standard source is under development and various corrections, error estimation, preparation of experimental manual, etc., are in progress.

목 차

제 1 장 서 론	7
제 2 장 본 론	9
제 1 절 균일조사법 및 조사내관설계	9
1. 노물리 계산	12
2. 균일조사법	13
3. 조사관설계	28
제 2 절 증성자 조사량 실시간 감시	32
제 3 절 NTD 조사장치 설계	43
1. 조사방법	43
2. 기계구동장치	44
3. 균일조사 제어장치	54
제 4 절 증성자 절대속 분포측정 및 선질평가	66
1. 속증성자 평가	67
2. 검출박 조사도구 개념설계	74
3. 비교법에 의한 방사화율 측정	80
제 3 장 결론 및 건의사항	94
참고문헌	98

표 목 차

1. NTD 조사내관 제작/설치의 개략도	11
2. 2차원 계산에 의한 Ni 흡수막 설계 비교	22
3. 기계구동부 제어장치 감시기능과 처리방법 목록	64
4. 서로 다른 유효문턱에너지를 갖는 각종 Threshold 검출박에 대한 핵자료	73
5. NTD 조사관 내의 열/열외/속중성자속 및 열중성자속 공간분포 측정 계획	76
6. 주요 γ 선 방출율로 추산한 열/열외 중성자속 측정에 사용될 각 검출박의 방사능	77
7. 주요 γ 선 방출율로 추산한 속 중성자속 측정에 사용될 각 검출박의 방사능	78
8. NaI(Tl) γ 분광장치의 적정조건	86
9. 여러물질내의 γ 탈출확율 및 검출기창 효과	86
10. Photo Peak 효율곡선 계수 계산	93
11. 비교법을 이용한 방사화율 측정에	93

그림 목 차

1. NTD-1 조사공에서 흡수막 계산을 위한 2차원 VENTURE 모델	17
2. 3차원 및 2차원 VENTURE 계산에 의한 NTD-1 조사공내의 상대적인 축분포 비교.	19
3. 2차원 VENTURE 계산에 의한 NTD-1 조사공내에 5층 Ni 흡수막에 따른 축분포 변화평가.	19
4. 조사관에 5층 Ni 흡수막을 설치하고 50cm-Si Ingot를 장전할 때의 조사균일도 평가.	21
5. 조사관에 5층 Ni 흡수막을 설치하고 50cm-Si Ingot와 Si 상하단에 10cm Al filler를 설치할 때의 조사균일도 평가.	21
6. Si Ingot 및 Al filler 길이의 합이 흡수막의 최대길이 보다 큰경우 에서의 조사균일도 평가.	23
7. KMRR 원자로 NTD 조사공내의 축분포 계산을 위한 Monte Carlo 전산코드 MCNP 계산 모델.	27
8. KMRR 원자로 제어봉이 삽입되지 않은 경우에서의 MCNP, 2차원 VENTURE 및 3차원 VENTURE 계산결과로 얻어진 NTD-1 조사공내의 상대적인 축분포 비교.	29
9. 조사내관 장전기구.	31
10. 중성자실시간 감시 계통도	33
11. 전형적인 SPND 장치 절연저항	35
12. (nv) 및 (nvt) 감시 소프트웨어 구성도	35

13. 중성자속의 계단변화에 대한 V- 및 Rh-SPND의 응답	42
14. 기계구동부의 구성도	45
15. 승강구동장치의 구성도	50
16. NTD 제어장치의 구성도	55
17. 제어장치중 전자제어부 배치도	57
18. 수동 조작반 배치도	57
19. 전자제어부 제 1 rack의 구성도	58
20. 전자제어부 제 2 rack의 구성도	59
21-1. 제어장치 구동 흐름도 1	60
21-2. 제어장치 구동 흐름도 2	61
21-3. 제어장치 구동 흐름도 3	62
22. 이상상태와 오동작 감시기능 및 처리 흐름도	65
23. 속중성자의 미분 및 적분 스펙트럼	68
24. 여러가지 threshold 검출박의 중성자 에너지에 따른 반응단면적	70
25. Hughes 방법에 의한 유효문턱에너지의 정의	68
26. ^{198}Au , ^{60}Co 검출박의 방사화율 측정을 위한 비교측정법의 흐름도	81
27. NaI(Tl) γ 분광 장치도	85
28. ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{198}Au 의 Peak 면적 측정	85
29. Sum 효과 결정을 위한 간단한 핵붕괴도	89
30. ^{60}Co , ^{22}Na 의 Sum 효과 측정	89

사 진 목 차

1. 증성자실시간 감시 계통	33
2. 기계 구동부와 높이 측정기	47
3. 기계 구동부 세부 전면	48
4. 기계 구동부 세부 후면	49
5. 제어장치 전면	55

여 백

제 1 장 서 론

오늘날 bipolar transistor 에서 VLSI에 이르는 대부분의 반도체 소자는 실리콘(Si)을 소재로 이용하고 있으며, 대량생산의 견지에서 볼 때 먼 장래까지 Si에 대치될 소재는 없을 것으로 전망된다. 이 Si소재는 대부분 CZ 법 또는 FZ 법으로 제조된 고순도 저결함 단결정으로서 예를들어 LSI 기판용등을 제외하고는 제조과정에서 목적하는 전자적 특성을 부여하기 위해 불순물을 첨가(doping)한 소재로 제조된다.

이중에서도 주로 대전력용 thyristor(SCR), transistor 및 diode에는 고순도, 고저항의 n형 FZ-Si이 이용되고 있다. 그러나 n형 FZ-Si의 경우 제조과정에서 화합물 확산법으로 첨가되는 dopant 분포는, 결정화 과정에서 고상과 용융액상과의 계면에서 일어나는 열적 불균일성, 용융체의 열대류, 결정의 회전운동 등의 여러가지 원인으로 미시적으로 농도분포가 균일치 못하게 되는 소위 변동(Striation)이 생기게 된다. 따라서 대전류용 소자의 전기적 특성 및 생산 수율성에 여러가지 제한을 받아왔는데 중성자 변환법에 의한 doping(Neutron Transmutation Doping;NTD 법)이 실용화되므로서 이 문제가 해결될 수 있게 되었다.

NTD법은 연구용원자로를 이용하여 Si 중에 존재하는 ^{30}Si 에 중성자를 조사하여 생성하는 ^{31}Si 이 반감기 2.62 시간으로 β^- 붕괴하여 안정 동위원소인 ^{31}P 로 변환하는 것을 이용하여 P를 Si중에 균일하게 첨가하는

방법이다. 이 방법으로 제조된 NTD-Si은 넓은 폭의 dopant 농도에 대해서 균일도를 대폭 향상할 수 있으므로 대전류용 소자 제조가 가능하게 되고, 또 아울러 생산 수율도 크게 높일 수 있게 되어 현재 반도체용 Si 제조의 한 분야를 이루고 있다. 산업자동화 추세에 따라 NTD-Si의 수요도 계속 신장하여 세계적인 생산량은 약 120ton/yr에 이르며 이 수요에 상응하여 이미 NTD-Si를 생산하고 있는 선진 각국에서도 연구용원자로의 NTD 조사시설을 개량 또는 확장 중에 있는 곳이 많다. 아시아에서는 일본, 호주, 중국에서 약 20ton/yr을 생산하고 있으며 인도네시아에서도 생산을 준비하고 있다. 일본은 국내 생산 용량을 초과하는 약 40ton/yr을 해외용역에 의존하고 있다.

한편 현재 한국원자력연구소에서 건조중인 30MW 다목적연구로(KMRR)는 노심주위에 중수(D₂O) 반사체를 설치하므로 열중성자 대비 속중성자 성분이 적은 양질의 중성자장을 얻을 수 있어 높은 품질의 NTD-Si 생산이 가능하다. 따라서 이 KMRR에 NTD 장치를 설계 제작하고 그 기술을 개발 하므로써 해외 반도체소재 제조업체에 대한 NTD-Si 수탁 사업에 참여하고, 또 wafer 수입가공에서 이제 막 일부 업체에서 CZ-Si의 생산을 시작한 단계인 국내업체에 FZ-Si ingot 도입 또는 직접 그 생산을 촉진하므로써 대전력용소자 생산을 선도 하는데 기여하고자 한다.

제 2 장 본 론

제 1 절 균일조사법 및 조사내관 설계

NTD-Si 생산을 위해서 KMRR D₂O tank내 다음과 같은 위치 (좌표의 원점은 CT 의 중심 위치)에 내경 재원이 다른 두 수직관을 준비하였다.

조사관	X(mm)	Y(mm)	내경	두께
NTD-1	581	-335	180mm ϕ	5mm
NTD-2	-621	266	220mm ϕ	5mm

NTD-2의 220mm ϕ 내경은 Si 소재가 대구경화 되어가는 추세에 맞추어 150mm ϕ ingot 까지 조사를 시도할 목적으로 결정한 것이다. 핵연료 주기 동안에 중성자속 축분포의 변화를 최소화하기 위해서는 이들의 위치를 제어봉 위치에서 가능한 먼곳에 택하는 것이 바람직하나, 그 위치가 너무 H₂O pool 쪽에 가까우면 중성자속의 동경분포가 비선형적으로 급격히 감소할 것이 예측되므로 노심 경계에서 볼 때 D₂O tank의 대략 중간에 위치하게 하였다.

균일조사방법의 기본과제는 이 NTD-1/2 조사관을 이용 해서 Si ingot 전체에 걸쳐 높은 조사균일도와 정확한 목표 조사량을 얻기 위한 기술을

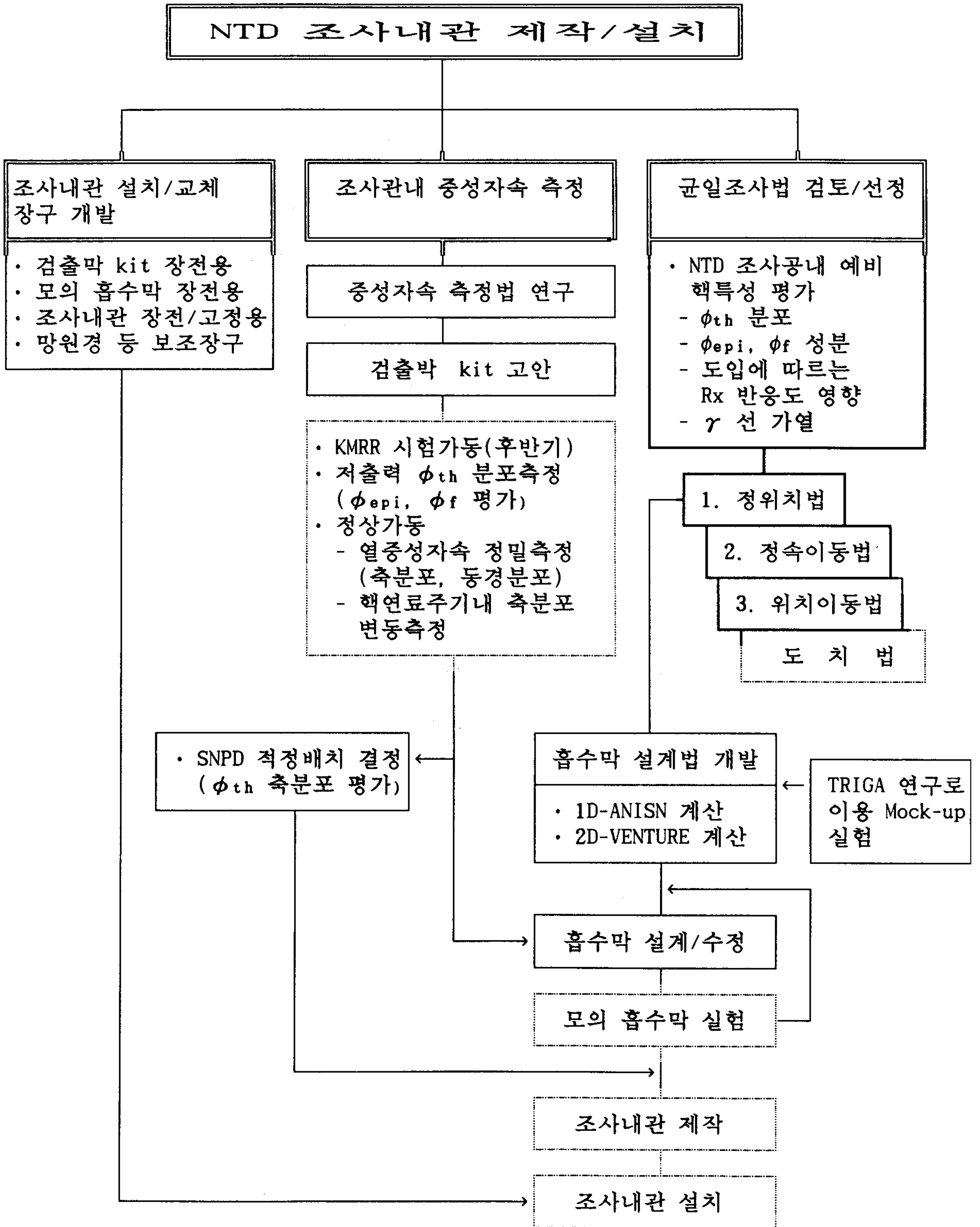
개발하는 것이다. 따라서 이미 보고한바 있는 관련 연구결과(1),(2)를 종합하여 균일조사법 및 조사내관 설계에 대한 기본방침은 다음과 같이 설정하였다.

- 1) 균일조사법으로는 먼저 정위치법을 이용하며 정속이동법 및 위치이동법은 장차 KMRR 정격출력 연속운전 실적과 NTD 경험이 충분히 축적되는 시점에서 시도 한다.
- 2) 조사내관 설계에 선행하여 몇번의 모의 조사내관을 이용한 실험을 수행한다. 그러나 핵계산법과 검출박 조사도구에 의한 측정을 비교 검토하는 축차적인 수정법으로 조사내관 설계법을 고안하여 모의 조사내관 실험 회수를 가능한 줄이도록 한다.

표 1은 균일조사법 선정 및 조사내관 설계/설치에 관련된 과제의 추진 방법의 총괄적인 개략도를 보인 것으로 굵은선은 이미 수행한 내용이며, 실선은 수행중인 내용, 그리고 점선은 앞으로 수행할 내용을 나타낸 것이다.

제 1절에서는 관련 과제중 노물리계산, 균일 조사방법 검토, 균일조사법 선정에 따른 증성자 흡수막설계 및 조사내관 설계에 대한 '88 ~ '89년도의 연구결과(1),(2)를 요약하고 이어서 당해년도에 수행한 진행을 기술한다.

Table 1. NTD 조사내관 제작/설치의 개략도



1. 노물리 계산

이미 보고한바와 같이 원자로 5군정수 생산을 위한 WIMS-KAERI와 이들 군정수를 사용하여 VENTURE 코드로 노물리 계산하여 H₂O로 차있는 NTD 수직 조사관내에서의 중성자 스펙트럼과 중성자속분포를 계산하였으며, NTD 수직 관에 조사내관을 설치하고 Si ingot의 장전/인출이 원자로 반응도 등 노물리 계수들에 미치는 영향, 그리고 조사내관 및 Si ingot에서 발생하는 nuclear heating을 평가하였다. 30MW 정상출력일때의 중요 결과를 요약하면 다음과 같다(1), (2).

가. NTD 조사관내 중성자 선질 평가

1) 최대 열중성자속 및 카드뮴·비(Rcd)

- NTD-1 수직관 : $\phi_{th} = 4.44 \times 10^{13}$ nv, Rcd=46.9
- NTD-2 수직관 : $\phi_{th} = 4.20 \times 10^{13}$ nv, Rcd=49.4

2) NTD-1 조사공내 열/열외중성자속 밀도분포

- $d\phi_{th} \approx 4.26 \times 10^{13} E(eV)/(kT)^2 e^{-E/kT} dE$ (T = 3180K)
- $d\phi_{epi} \approx 3.60 \times 10^{10} /E(eV) dE$

3) 열 및 열외중성자에 의한 ³¹P-dopant 생성비 [³¹P]

- $[^{31}P] \approx 1.78 \phi_{epi}/\phi_{th} \sim 0.15\%$

나. 원자로 반응도 영향평가

- 1) 조사내관 설치 및 Si ingot의 장전/인출에 따른 전 원자로 반응도는

약 -0.5mk 로 추산되며, 이로 인한 Control Margin 등 원자로 운전에 대한 영향은 무시할 수 있다.

2) 조사내관에 Si ingot를 장전/인출시 출력분포의 변화에 의한 RRS Trip을 유도하므로 그 최대속도는 37cm/sec를 넘지 않게 해야 한다.

다. Nuclear Heating

ID-ANISN으로 계산한 NTD 조사관에서의 평균 nuclear heating은 57.23KW 이고, 이중 약 28.4% 가 Si ingot에서 발생하며, Ti 흡수막에서 9.4%, Al 조사내관에서 43.5%, 나머지는 Zircaloy 조사관에서 발생한다. 따라서 이들 Nuclear Heating을 제열하여 Si ingot를 적정온도 이하로 유지하기 위한 냉각법이 검토되어야 한다.

2. 균일조사방법

'88 년도에는 KMRR 노물리 계산결과를 검토하여 얻어진 NTD 조사공내의 중성자특성을 이용한 균일조사법검토, 이어서 '89~'90년에는 균일조사법 선정에 따른 중성자 흡수막 설계법 개발을 수행하였다. 그 중요 결과는 다음과 같다.

가. 균일조사법검토

NTD 조사공내 열중성자 분포에 대하여 동경방향의 균일조사는 Si

ingot의 회전으로, 축방향의 균일조사는 다음 4가지 균일조사방법을 검토하였다(1).

(1) 중성자 흡수막을 이용하여 조사관내 열중성자속의 축 분포를 평탄화한 후 일정 위치에서 조사하는 정위치법

(2) 총조사량에 맞도록 ingot를 일정속도로 조사관속을 통과시키는 정속이동법

(3) 중성자 축 분포 기울기가 반대인 두 위치에서 목표 조사량 의 1/2씩 2단계 과정으로 조사하여 총 조사량에 도달하는 위치 이동법

(4) 중성자 수직분포의 기울기가 직선에 가까운 위치에서 1/2 목표조사량을 조사한 후, ingot를 도치해서 같은 장소에서 다시 1/2 조사하는 도치법

이들 조사방법에 대한 조사균일도 평가를 간단히 KMRR 노물리 계산결과에서 얻어진 원자로 제어봉이 삽입되지 않은 NTD-1 조사공의 중성자속 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 의 편차만으로 고려하고, 조사내관에 흡수막이 설치되지 않은 경우에 길이가 40 cm, 30cm 인 Si ingot를 장전되었다고 가정하여 조사균일도 $[\delta\phi=(\phi_{max}-\phi_{min})/\phi_{av}]$ 를 다음과 같이 비교평가하였다.

조사균일도	정위치법	도치법	위치이동법
$\delta\phi(40cm)$	14 ~ 15%,	4 ~ 5%,	~ 6%
$\delta\phi(30cm)$	8 ~ 9%,	1 ~ 2%,	2 ~ 3%

정속이동법은 이상적인 균일조사방법이나 조사 도중에 원자로 scram과 같은 중성자속 분포가 급변할 경우에 나중에 적절한 재조사로 균일도를

얻을 수 없으며, 도치법은 방사화된 Si ingot 를 도치하여 재장전 하는 기계적인 조작에 많은 어려움이 있다. 따라서, 축방향 균일조사방법으로 현재로서는 중성자흡수막(screen)을 이용하는 정위치법을 고려하고, 원자로 운전/운영 이력이 축적되고, 또 각 핵연료주기 동안의 중성자속 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 의 변화에 대한 정확한 실험자료가 축적되는 시점에 가서 2 단계로 정속이동법 및 위치이동법을 개발한다.

나. 1-D ANISN 계산에 의한 흡수막 설계(2)

위와 같은 균일조사법 선정에 따라 '89년도에는 조사내관 주위에 중성자 흡수막을 설치하여 축방향 중성자속이 가장 높은 영역의 그 분포를 평탄화 하기 위해 Ti, Ni, SUS 흡수막 또는 조사관-조사내관 사이에 있는 H₂O 층의 두께 변화를 이용하는 방법을 검토하였다. 즉, NTD 조사관을 1 차원으로 단순화하여 1D-ANISN 코드로 이들 중성자흡수막 두께에 따른 중성자속 감쇠효과를 계산하고, 이들 결과를 이용하여 KMRR 노심계산에서 얻어진 원자로 제어봉의 위치에 따른 NTD 조사내관내의 중성자 두 축분포 $\phi_{no}(z)$, $\phi_{1/4}(Z)$ 를 절충한 적정 흡수막의 구조(종류, 두께, 길이, 설치위치)를 추산하여 평가한 조사균일도는 다음과 같다.

<p>I 방법: 흡수막 및 Si ingot의 중심위치를 조사 당시의 축분포 중심을 따라 이동하는 방법 : $\delta\phi(40\text{cm-Si}) \sim 5\%$</p>
<p>II 방법: 흡수막의 위치는 핵연료주기 동안의 평균축분포 중심위치에 고정되어 있으며 Si ingot는 조사 당시의 축분포 중심에 이동하는 경우 : $\delta\phi(40\text{cm-Si}) \sim 10\%$</p>

핵연료 주기 동안에 원자로 제어봉의 위치에 따르는 I 방법이 이상적인

조사방법이나 KMRR 원자로에서 채택하기에는 여러가지 기술적인 어려움과 경험부족에서 오는 문제점이 예상되므로 현재로는 II 방법을 채택하고 추후에 I 방법을 쓸 수 있게 조사내관을 설계하였다.

다. 2D 계산에 의한 흡수막 설계

앞에서 언급한 1D-ANISN 계산법은 그 자체의 원리적인 한계 때문에 흡수막 또는 Silicon ingot의 상하단 부근에서의 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 의 상세한 변동에 대해서는 전혀 알 수 없는 단점이 있다. 이런 결점을 보완하기 위해서 당해년도에는 2D VENTURE 계산으로 좀더 정확한 축분포의 계산법으로 흡수막 설계법을 시도하였다.

1) 2차원 VENTURE 노심 계산

KMRR 노심구조를 그림 1과 같이 직경이 22cm ϕ 인 NTD 조사관을 D₂O 반사체, 노심 등으로 둘러싸인 2 차원으로 모델화하였다. 그림 1 에서 노심, D₂O 반사체 등의 원통 shell의 부피 및 두께는 KMRR 원자로에서의 각 물질들의 실제 체적과 동일하게 놓으므로써 결정하였으며, 노심의 두께는 6.68cm이다. 축방향 노심구조는 가능한한 '88년도 보고서 그림 13-b에 보인 3차원 KMRR 노심 구조와 동일하게 취급하였으며, 핵연료 길이를 5cm 씩 14마디로 분리하고, 노심 상하단에 두께가 7.5cm 인 D₂O 반사체를 설치하였다. 또한 각 영역들은 가능한한 원자로 각 영역들의 구성 성분들을 고려하여 WIMS-KAERI 전산 코드로 균질화하여 5군의 균정수를 생성하였다. 노심 계산은 그림 1과 같은 노심 구조에서 중성자 확산코드인 VENTURE 전산코드를 이용하여 5군법에 의한 2차원 노물리 계산을 수행하였다.

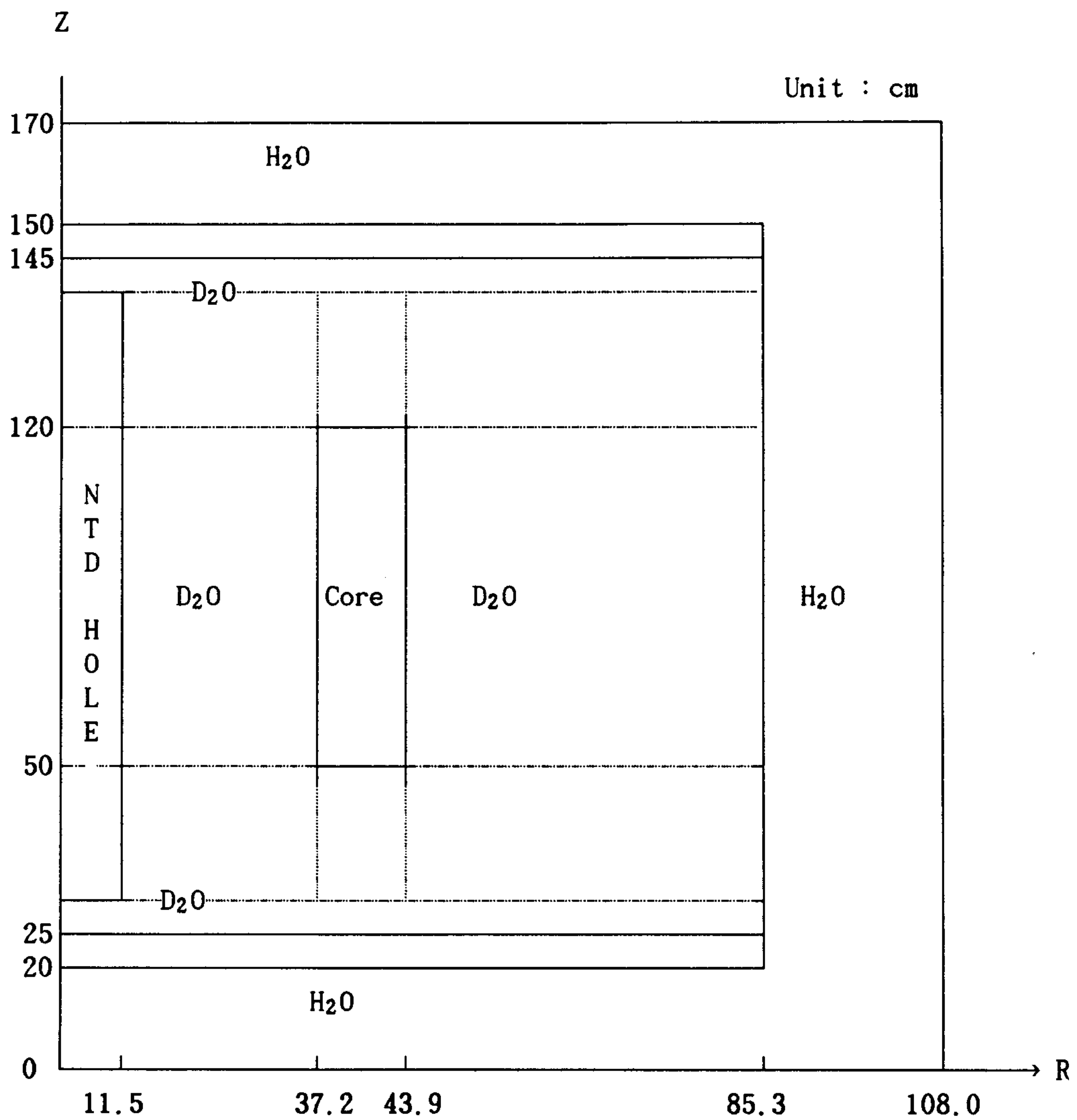


Fig. 1. VENTURE RZ model for calculation of neutron screen effects in NTD-1 hole.

또한 흡수막 설계를 위해서는 우선적으로 NTD 조사관내의 실측치의 중성자속 분포를 알아야 하나 현재로서는 조사공내의 측정이 불가능하다. 따라서 KMRR 3차원 노물리 계산결과에서 원자로 제어봉이 장전되지 않은 경우에 얻어진 NTD 조사관내의 중성자속 축분포를 측정분포로 가정하고, 2차원 VENTURE 계산에 의한 중성자속 분포를 비교함으로써 NTD 조사관내의 상대적인 중성자속 분포비가 일치할 수 있도록 하였다. 즉, NTD 조사관내의 중성자 특성이 3차원 계산 환경과 비슷하게 하기 위해 그림 1의 상하단 D₂O 반사체의 두께를 변화시키는 방법으로 노심 구조를 재모델화하였다(3), (4).

그림 2에 실선으로 나타낸 2D 계산결과를 점선의 3D 계산(1)결과와 비교하였다. 그리고 점으로 나타낸 분포는 원자로심 상부의 D₂O층 두께를 증가시켜서(20cm) 3D 분포에 일치하도록 2D 분포의 수정을 시도한 것으로, 상당히 접근 시킬 수 있음을 알 수 있다. 이것은 2D 계산법의 아주 편리한 장점이다. 즉, 초기 2D 계산이 실제로 측정된 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 를 정확히 예측하지 못하고 다소의 차이가 있는 경우에는 경계조건을 조절하여 양자가 일치하도록 수정한 후, 흡수막 효과를 계산할 수 있기 때문이다.

그림 3은 수정된 2D 분포에 평탄화를 위해서 5층 비대칭구조의 Ni 흡수막(최대길이 : 70cm, 최대 두께 : 2.0mm)을 도입한 분포이다. 여기서 흡수막 영역에서의 평탄화율은 $\delta\phi(70cm) \approx 11.4\%$ 이나 50cm Si ingot를 설치할 노심 중심 영역에서는 $\delta\phi(50cm) \approx 6\%$ 로 매우 평탄화되었음을 알 수 있다.

그림 4는 위와 같은 흡수막을 설치하여 평탄화된 조사내관에 50cm Si ingot를 장전한 경우에 열중성자속 이득과 조사균일도, 그리고 Si ingot 상하단 부근에서의 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 변동 효과를 보인 것이다. Si ingot 상하

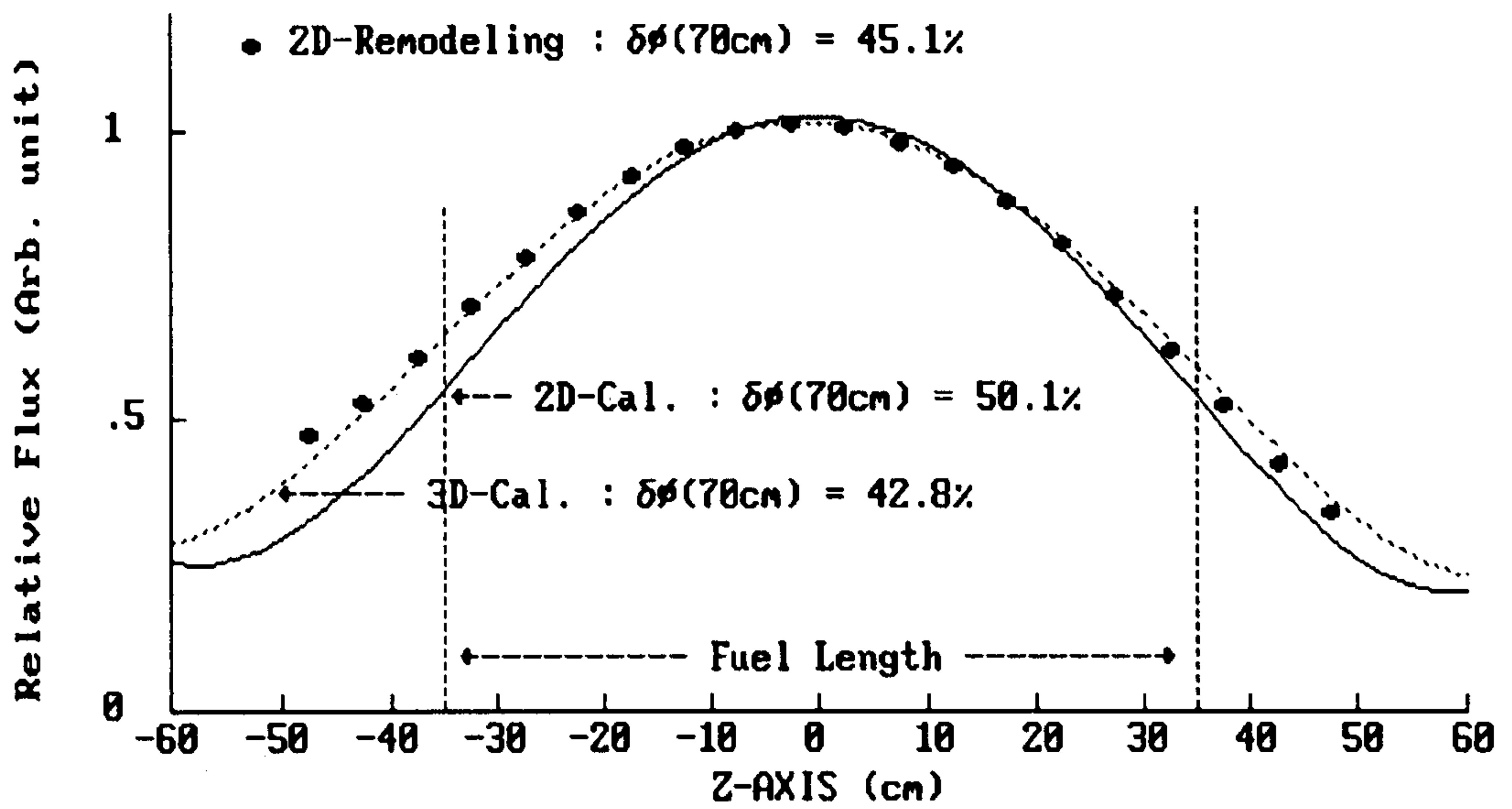


Fig. 2. Comparison of relative thermal neutron flux distribution at NTD-1 hole site calculated by 3D-VENTURE and 2D-VENTURE code.

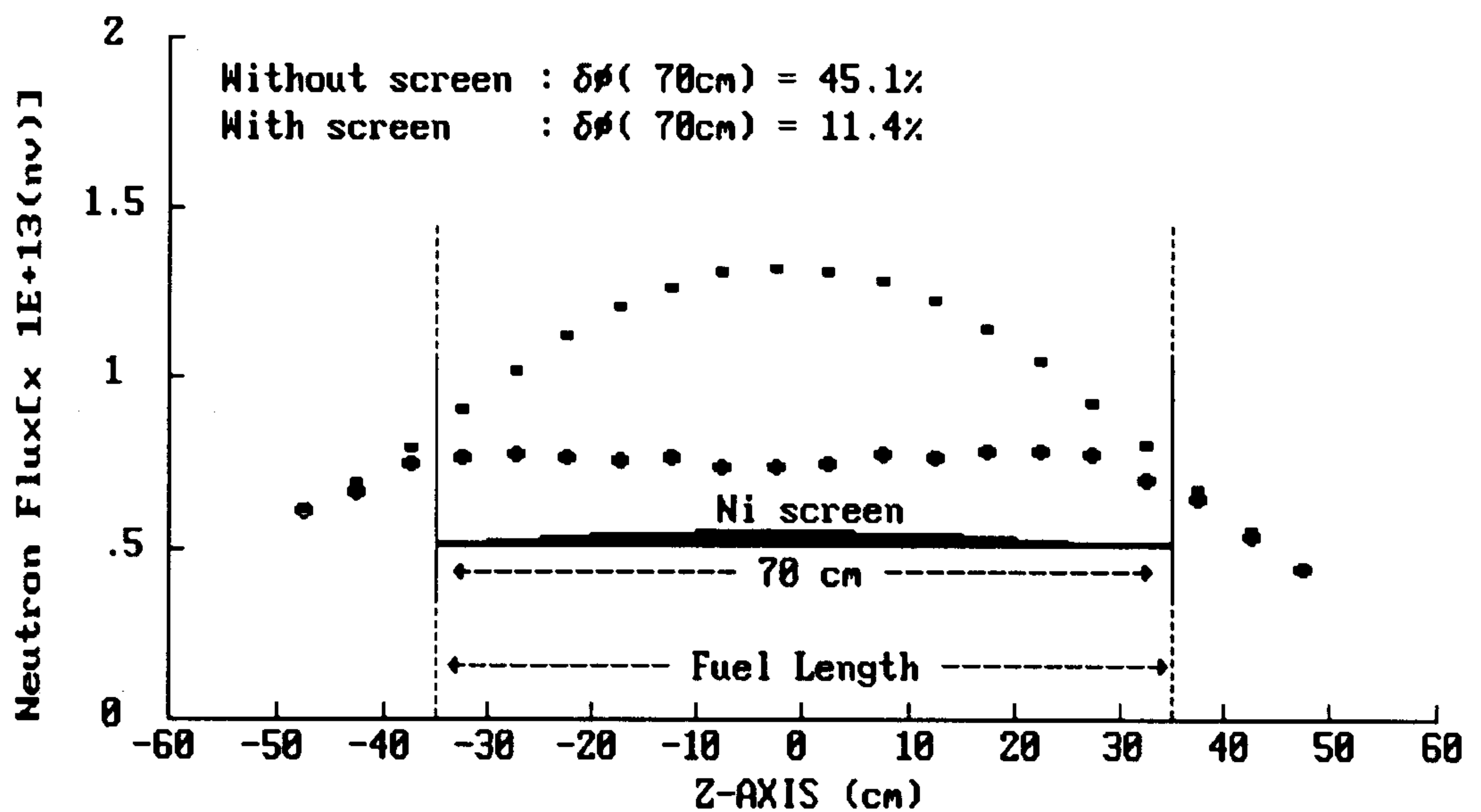


Fig. 3. Axial variation of thermal neutron flux with and without 5 sheets Ni screen by 2D-VENTURE calculation in NTD-1 hole.

단 부근의 축분포 변동효과 때문에 Si ingot의 조사균일도는 $\delta\phi(50\text{cm}) \approx 9\%$ 로서 Si ingot를 장전하기 전보다 $\sim 3\%$ 증가하였다.

이와같은 상하단 부근의 중성자속 변동 영향을 줄이기 위해서 그림 5와 같이 ingot 상하단에 핵특성이 Si와 비슷한 Al filler를 보조장전하는 방법으로 조사균일도 향상을 평가하였다.

표 2는 몇가지 다른 구조(층수, 최대길이, 최대두께)의 Ni 흡수막을 설치한 NTD 조사내관에 길이가 40cm, 50cm 인 Si ingot를 장전하였을때, 또 Si ingot 상하 각단에 길이가 다른 Al filler 를 장전했을때의 조사균일도를 보인 것으로 다음과 같은 특징을 알 수 있다.

1) 단지 Si ingot 만을 장전한 경우의 조사균일도는 모든 흡수막 구조에서 단순히 흡수막만에 의한 평탄화율 보다 약 2 ~ 3% 나빠짐을 알 수 있다. 이에 반해서 Si ingot 상하단에 Al filler를 장전한 경우에는 조사균일도는 단순히 흡수막만에 의한 평탄화율 보다 매우 좋아짐을 알 수 있다.

2) 흡수막의 최대길이와 filler 길이 증가에 따라 Si ingot의 조사균일도는 일반적으로 향상되나 Si ingot 및 Al filler 의 길이의 합이 흡수막의 최대 길이 보다 커질때는 그림 6과 같이 흡수막 밖의 Al filler에 의한 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 증가 효과 때문에 Si ingot의 조사균일도가 다시 떨어짐을 알 수 있다. 이것은 흡수막의 최대길이와 조사할 Si ingot의 길이가 결정되면 최적 균일조사를 위해서는 적정 Al filler 길이를 조정해야 함을 의미한다.

3) 50cm Si ingot를 조사하기 위해서는 흡수막의 최대 길이는 최소한 70cm로 해야 하며, Al filler 길이는 10 ~ 15cm로 하는 것이 바람직하다.

이상과 같은 흡수막 설계법은 KMRR 노심구조를 2차원으로 단순화하고

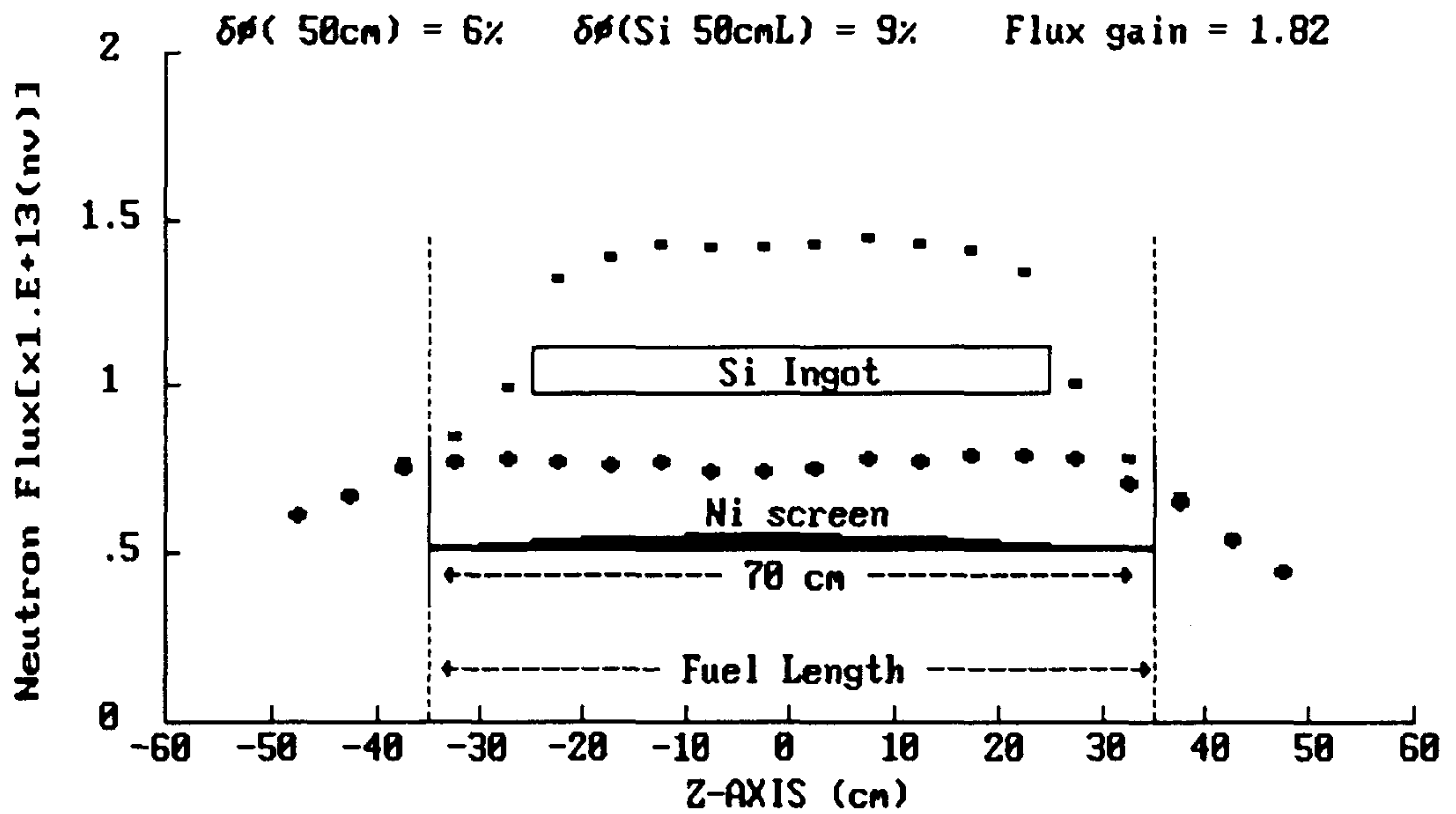


Fig. 4. Axial variation of thermal neutron flux for 50cm-Si Ingot only inserted in irradiation sleeve with 5 sheets Ni screen.

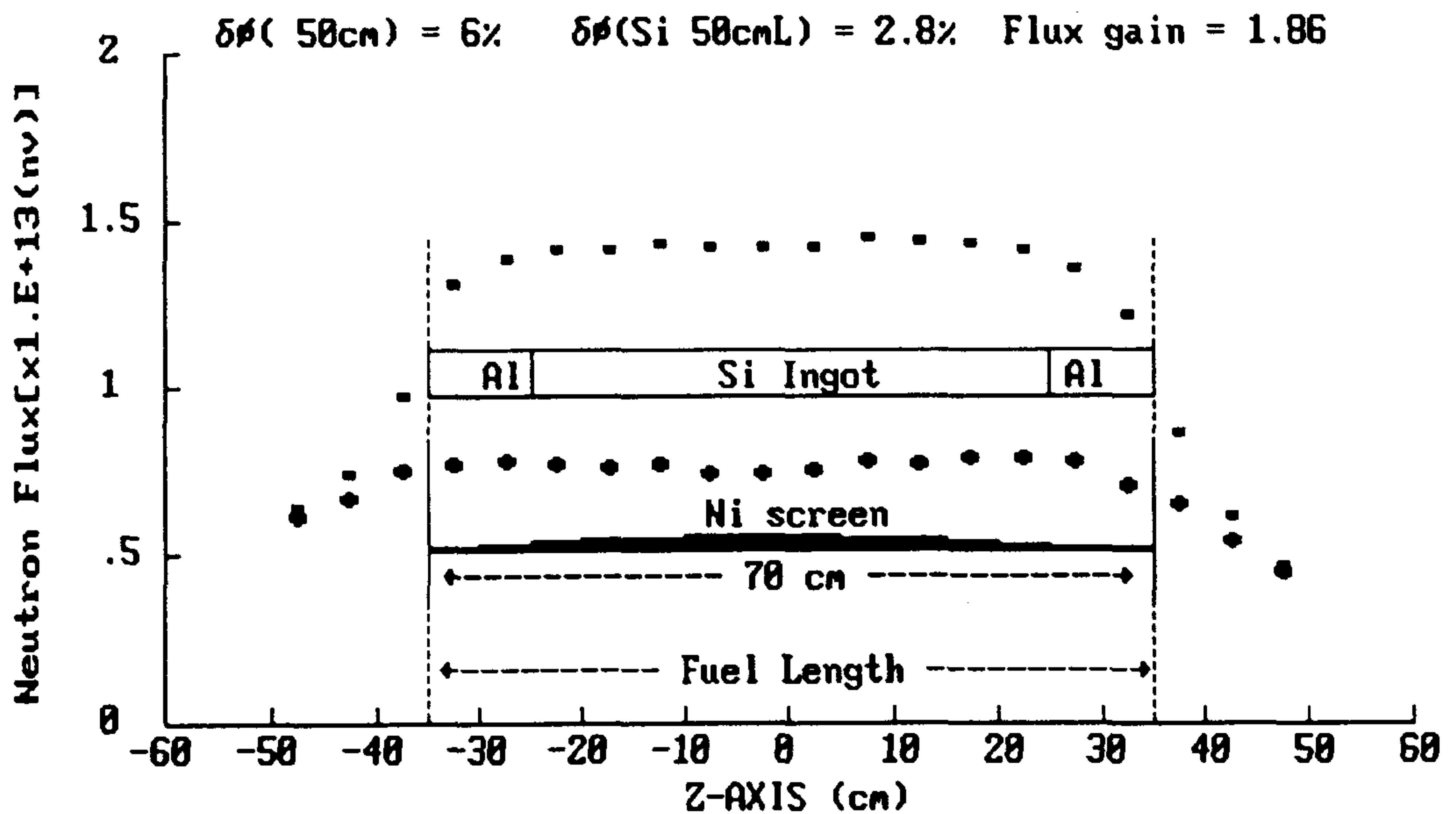
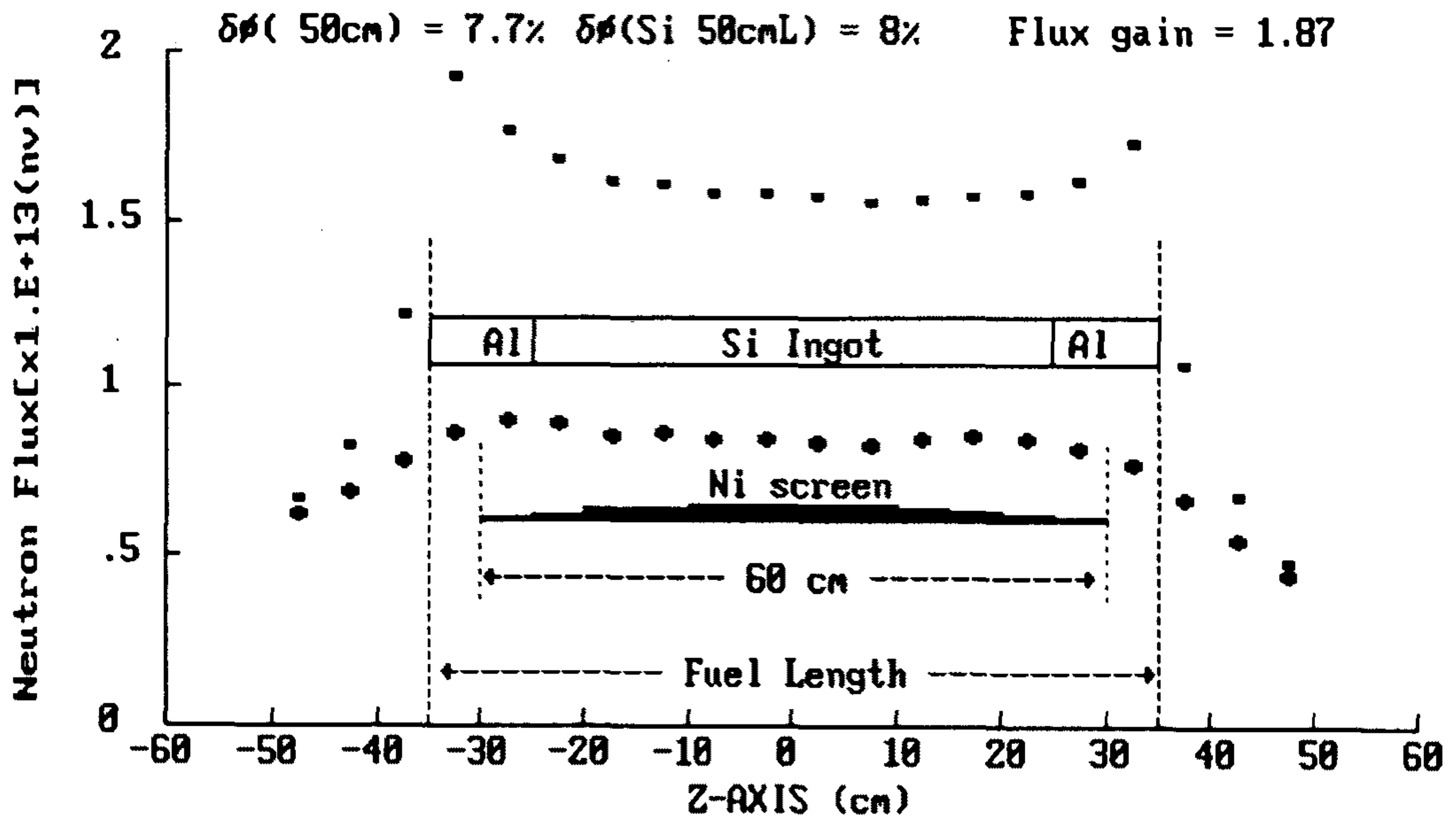


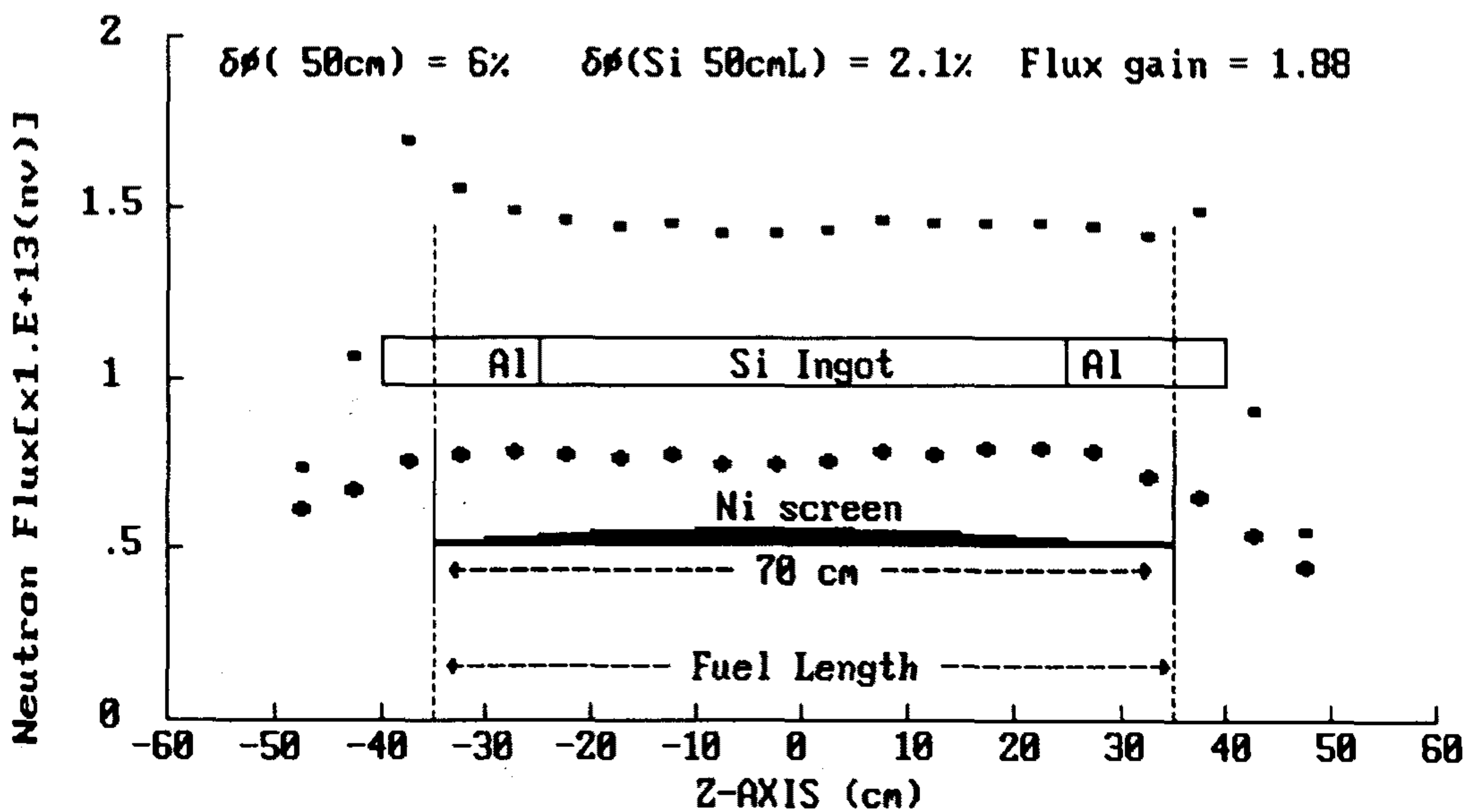
Fig. 5. Axial variation of thermal neutron flux for 50cm-Si Ingot with two 10cm-Al fillers inserted in irradiation sleeve with 5 sheets Ni screen.

Table 2. 2차원 계산에 의한 Ni 흡수막 설계 비교

흡수막		평탄화율 [$\delta\phi = (\phi_{\max} - \phi_{\min}) / \phi_{av}$]				
최대길이 (cm)	중심부 두께(mm)	Bottom Al 길이	$\delta\phi(40\text{cmL})$ (%)	$\delta\phi(50\text{cmL})$ (%)	Top Al 길이	비 고
55 (3층)	1.5	-	7.1	8.6	-	without Si Ingot
		0	9.1	10.4	0	with Si Ingot
		5cm	6.2	9.4	5cm	
		10cm	3.4	16.1	10cm	
		15cm	6.3	-	15cm	
60 (5층)	1.5	-	3.9	7.7	-	without Si Ingot
		0	8.3	9.9	0	with Si Ingot
		5cm	4.3	6.6	5cm	
		10cm	3.5	8.0	10cm	
		15cm	3.8	11.4	15cm	
70 (5층)	2.0	-	5.0	6.0	-	without Si Ingot
		0	8.7	9.0	0	with Si Ingot
		5cm	4.3	4.4	5cm	
		10cm	2.8	2.8	10cm	
		15cm	2.3	2.1	15cm	



(a) 60cm 5 sheets Ni screen



(b) 70cm 5 sheets Ni screen

Fig. 6. Axial variation of thermal neutron flux for 50cm - Si Ingot with two 15cm - Al fillers inserted into irradiation sleeve with 5 sheets Ni screen.

원자로 제어봉이 삽입되지 않은 경우의 축분포에 대한 결과이며, KMRR 각 핵연료 주기내의 실제 축분포 변화에 대한 것은 현재로서는 알 수 없다. 또한, 1차원 및 2차원 계산법에 의한 흡수막설계의 특성 및 정밀성도 정확하게 파악할 수 없다. 따라서 NTD 조사관에 설치할 흡수막의 상세설계 및 조사균일도 예측은 KMRR 정상 가동후 상당한 기간 축분포를 측정 한 후에나 가능하므로 TRIGA-II/III 연구로 노심 근방에 모의 수직조사공을 설치하여 Mock-up 실험을 통해 2-D VENTURE에 의한 흡수막 계산법의 특성 및 정밀성을 파악하는 것이 바람직하다.

라. 흡수막설계방침

'89, '90 년도에 수행한 흡수막 설계법의 결과를 종합하여 흡수막 설계에 대한 기본 방침을 다음과 같이 설정하였다.

1) 흡수막설계방침

가) 1-D ANISN 코드에 의한 흡수막 설계

노심구조를 1차원으로 단순화하고 흡수막 두께에 따른 중성자속 감소효과를 평가하여 흡수막구조의 최대 두께를 결정한다.

나) 2-D VENTURE 코드에 의한 흡수막 설계

(1) 원자로 제어봉의 도입에 따른 조사공내의 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 를 계산하고, 경계조건을 조절하여 실측 분포에 근사시킨다.

(2) 각 제어봉 위치에 따른 축분포에 대해서 노심 중심에 대한 비대칭도를 평가하고, 이를 평탄화하기 위한 다층 구조의 흡수막, 즉 각층의 흡수

막 길이 및 위치를 결정한다.

(3) 각 제어봉의 위치에 따라 결정된 모든 비대칭 흡수막구조를 종합적으로 절충하여 적정 흡수막의 최대길이 및 미세 층구조를 결정한다.

다) Mock-up 실험

(1) TRIGA Mark II 또는 Mark III 노심측면에 대구경 모의 조사공을 설치하고, 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 를 측정한다.

(2) 또한, 2-D 확산법으로 $\phi_{th}(Z)$ 를 계산한 후 경계 조건을 조절하여 두 축분포를 근사시킨다.

(3) 모의조사공 주변에 몇가지 다른 구조의 흡수막을 설치한 후, 같은 방법으로 실측 분포와 계산 분포를 비교하므로써 2-D 계산법에 의한 $\phi_{th}(Z)$ 예측 및 흡수막 계산법의 특성 및 정밀성을 파악한다.

이와같은 Mock-up 실험을 하기위해서는 모의 조사공의 축분포가 수평 실험공 및 Thermal Column 등 주변장치로부터의 영향이 적어야 하나 현재까지 예비측정으로 몇개 장소를 조사한 결과에 의하면 단조한 축분포를 갖는 장소는 없는 것 같다. 따라서 앞으로 Mark-III 14-hole 노외 조사장치를 제거하고 장소를 마련하는 방법을 검토할 계획이다.

2) 흡수막 설계 방법

가) KMRR 정상가동 1-핵연료기간 동안에 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 는 그 중심위치와 분포 모양이 상당히 달라질 것으로 예상된다.

나) 따라서 예를들어 1-핵연료기간에 초기, 중기, 말기의 3회에 걸쳐 검출박 조사도구를 이용해서 이 축분포 $\phi_{th}(Z)$ 의 변동을 정밀하게 파악한다.

다) 이들의 각 $\phi_{th}(Z)$ 에 대하여 소기의 평탄화를 위한 흡수막 구조(예를들어 5층 구조)를 설계한다.

(1) 전 흡수막 길이 설정 : 최대 Si ingot의 길이(+ Al filler)와 1-핵연료기간내 ϕ_{max} 의 변동폭을 참고해서 결정

(2) 흡수막 최고두께 결정 : 상기 전흡수막길이 영역에서 소요되는 ϕ_{max} 의 감쇠폭에 대하여 1D-ANISN 계산으로 최고두께 결정

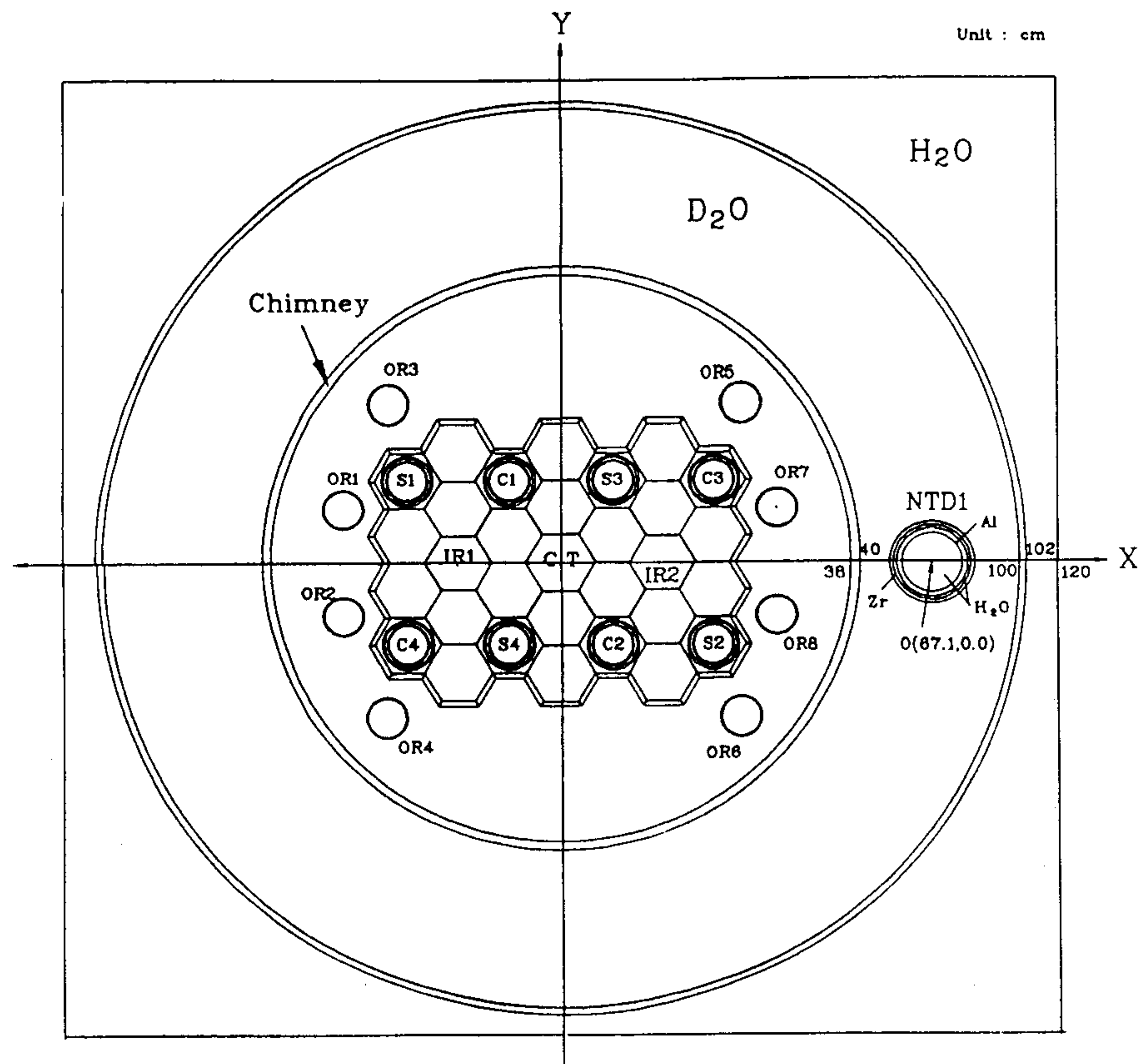
(3) 미세층구조 조정 : 최종적으로 여러가지 층구조에 대한 2D-VENTURE 계산 축분포로부터 평탄화를 검토하여 미세 층구조를 결정

라) 다)에서 결정된 층구조의 흡수막을 설치한 검출박 조사도구를 NTD관에 장전하여 실제 축분포를 측정하고, 계산값과 비교하여 구조를 조정한다.

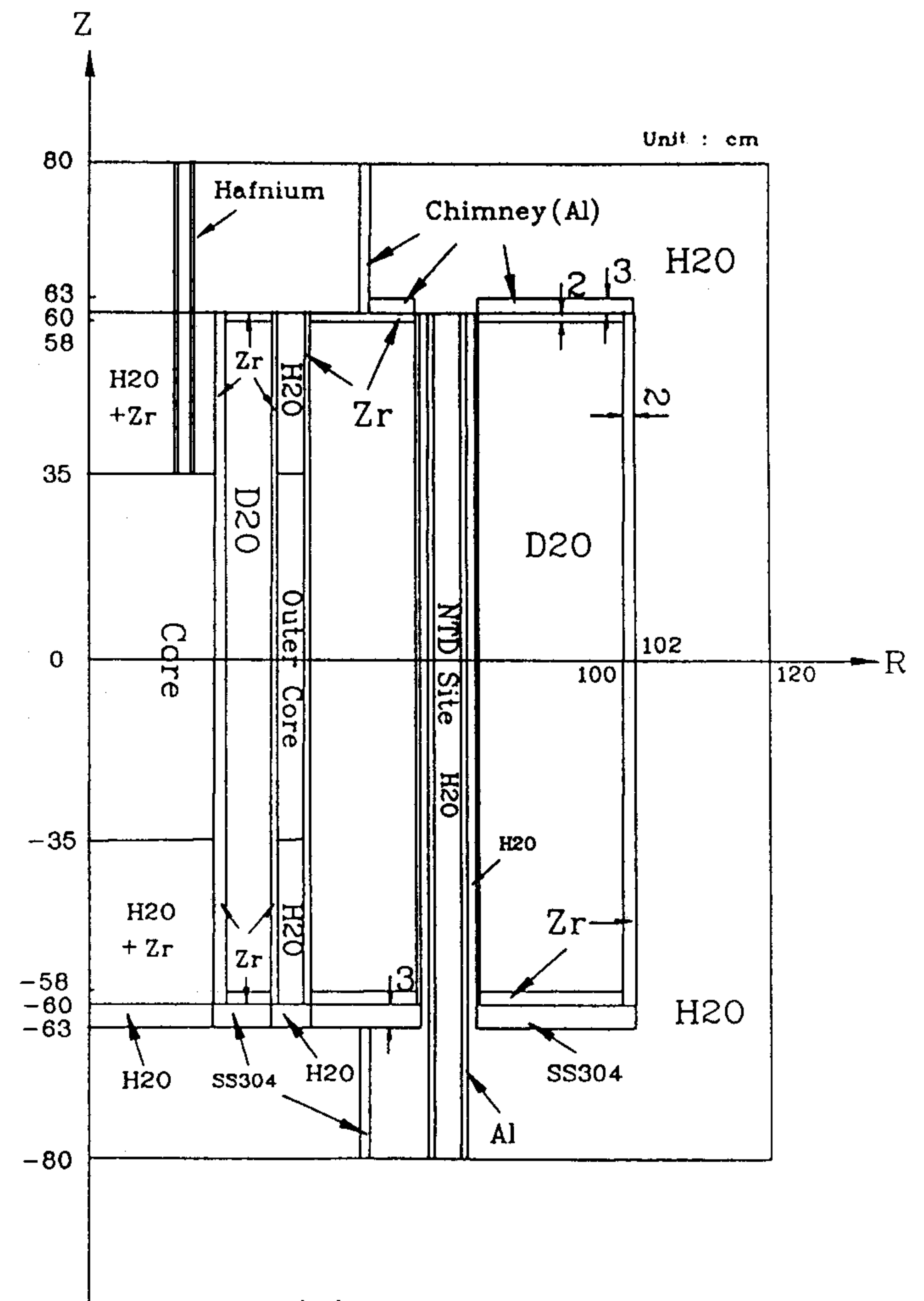
마) 3개 축분포에 대해서 이상과 같이 결정된 흡수막의 구조/위치를 비교, 재조정하여 1-핵연료기간에 걸친 단일 구조를 결정한다. 그리고 이렇게 결정된 흡수막의 핵연료기간내 축분포 변동에 대한 평탄화 영향을 2D-VENTURE 계산으로 평가한다. 또한 필요하다면 이상과 같은 과정을 되풀이해서 최적화한다.

(후기)

KMRR의 원자로 설계해석실에서는 Monte Carlo 전산코드 MCNP를 이용하여 원자로 제어봉의 위치 변위에 따른 NTD 조사공내의 중성자속 축분포를 계산하였다⁽⁵⁾. KMRR 노심구조를 그림 7과 같이 노심은 가능한 실제 구조와



(a) Plane View



(b) Axial View

Fig. 7. MCNP Calculational Model for NTD Analysis.

갈게하되 D₂O 반사체내의 조사공들은 NTD 조사공만으로 단순화하고, 축방향 구조는 노심중심에 대칭구조로 모델화하여 MCNP로 계산을 하였다.

그림 8은 원자로 제어봉이 삽입되지 않은 경우 MCNP로 계산한 결과를 위에서 언급한 2D-VENTURE 노물리 계산결과, 그리고 이미 보고한바 있는 3-D VENTURE 계산(1)에서 얻어진 NTD 조사관내의 상대적인 중성자속 축분포들을 비교한 것으로 이들 계산결과는 ~ 10% 이내에서 잘 일치함을 알 수 있다.

3. 조사관 설계

가. '89년도에 이어 이미 보고한바와 같이 D₂O tank내에 있는 NTD-1/2 조사관은 조사내관을 소정방위로 편리하게 장전할 수 있게 Flange 구조 설계를 변경하여 현재 제작이 진행중에 있다. 또 한편 조사내관은 ~10mm 두께의 알루미늄관을 이용하여 5개 SPND를 관벽내에 장전하고 관외층에 흡수막층을 고정할 계획이다. 이 조사내관 제작을 위해서 A1-6063을 215mm OD, 16mmT 및 183mm OD, 16mmT를 주문 제관하였으며, 앞으로 각 부분에 대한 상세구조가 확정되면 종합적인 상세설계를 진행할 예정이다. (제 1절, 제 2절, 제 4절 참고)

나. 조사내관 장전기구 설계

KMRR 완성후 초기 저출력시험 및 정상출력 가동기간에 중성자장 특성 조사와 흡수막 설계를 위한 예비실험을 위해 여러차례 검출박 조사도구 및 모의 조사관을 NTD-1/2 조사관에 장전해야 하며, 최종적으로 조사내관을 장

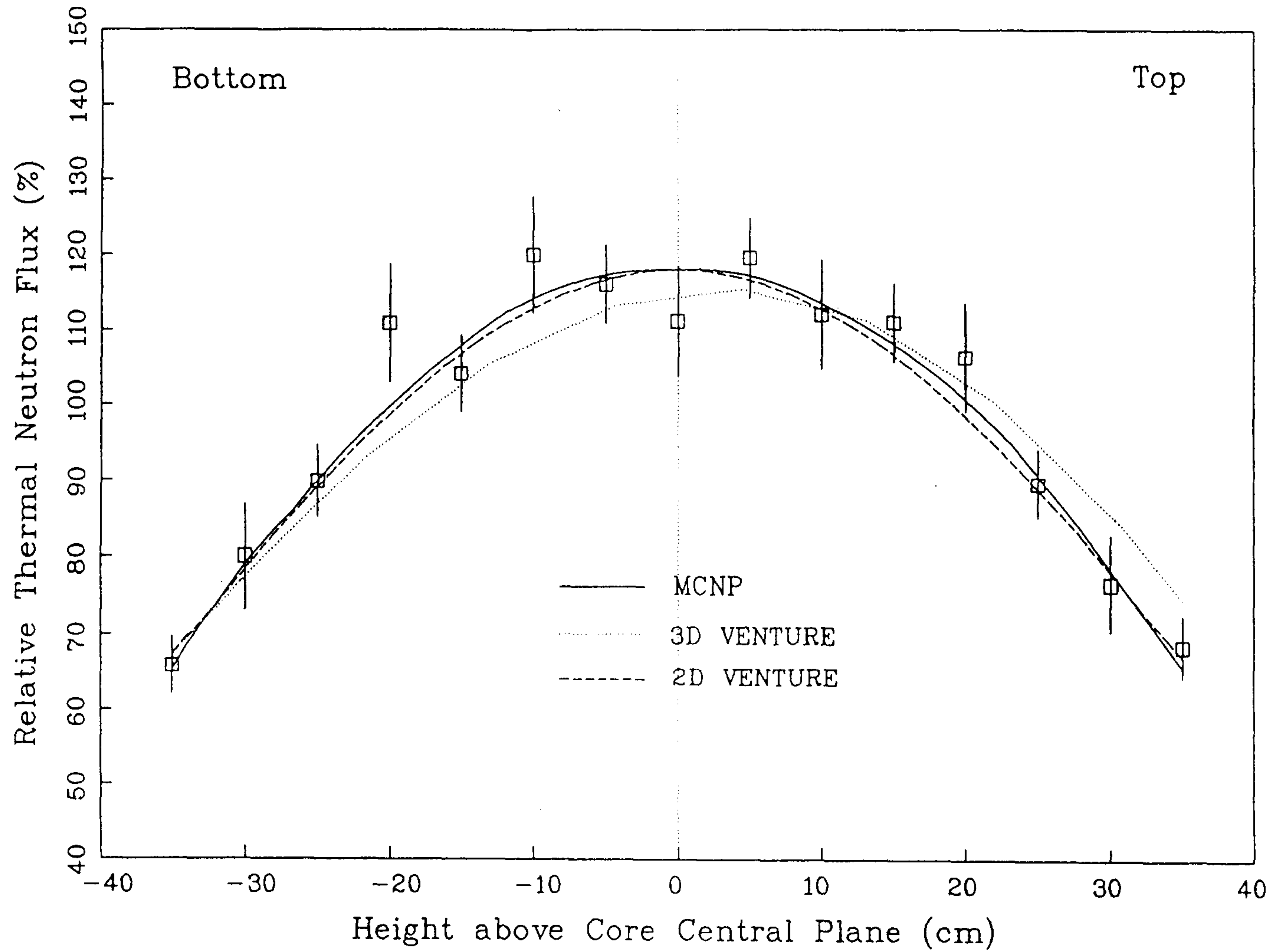


Fig. 8 Comparison of Relative Thermal Neutron Flux Distribution at the KMRR NTD Site for No Hf Case from MCNP and VENTURE Calculations

전/고정하게 되고 또 후일 필요할시 이를 교체하는 일련의 작업이 필요하다. 13m 수심에 있는 NTD-1/2 조사관에 이와같은 작업을 안전하고 편리하게 수행하기 위해서는 적절한 장전기구가 고안되어야하며 작업자도 충분히 숙련되어야 한다.

그림 9는 이상과 같은 목적으로 설계중에 있는 장전기구의 개념도이다. 즉, 5m SUS관 3개를 socket joint로 연결한 기본구조의 최종단에 검출박 조사도구/모의조사관 실험, 조사내관 장전 및 고정 등 각 작업목적에 따르는 장구를 결합한다. 그리고 이들 장구는 hoist를 이용하며 장전기구 보다 3~4Kg 무거운 weight balance를 이용함으로써 예민하게 조작할 수 있도록 한다.

현재 조사관과 조사내관 flange 고정용 너트 등에 대해서 몇가지 시제품을 완성하여 조사후 핵연료 시험시설(PIE)의 저장 pool에서 실제 시험을 해보기 위한 준비를 진행중에 있다.

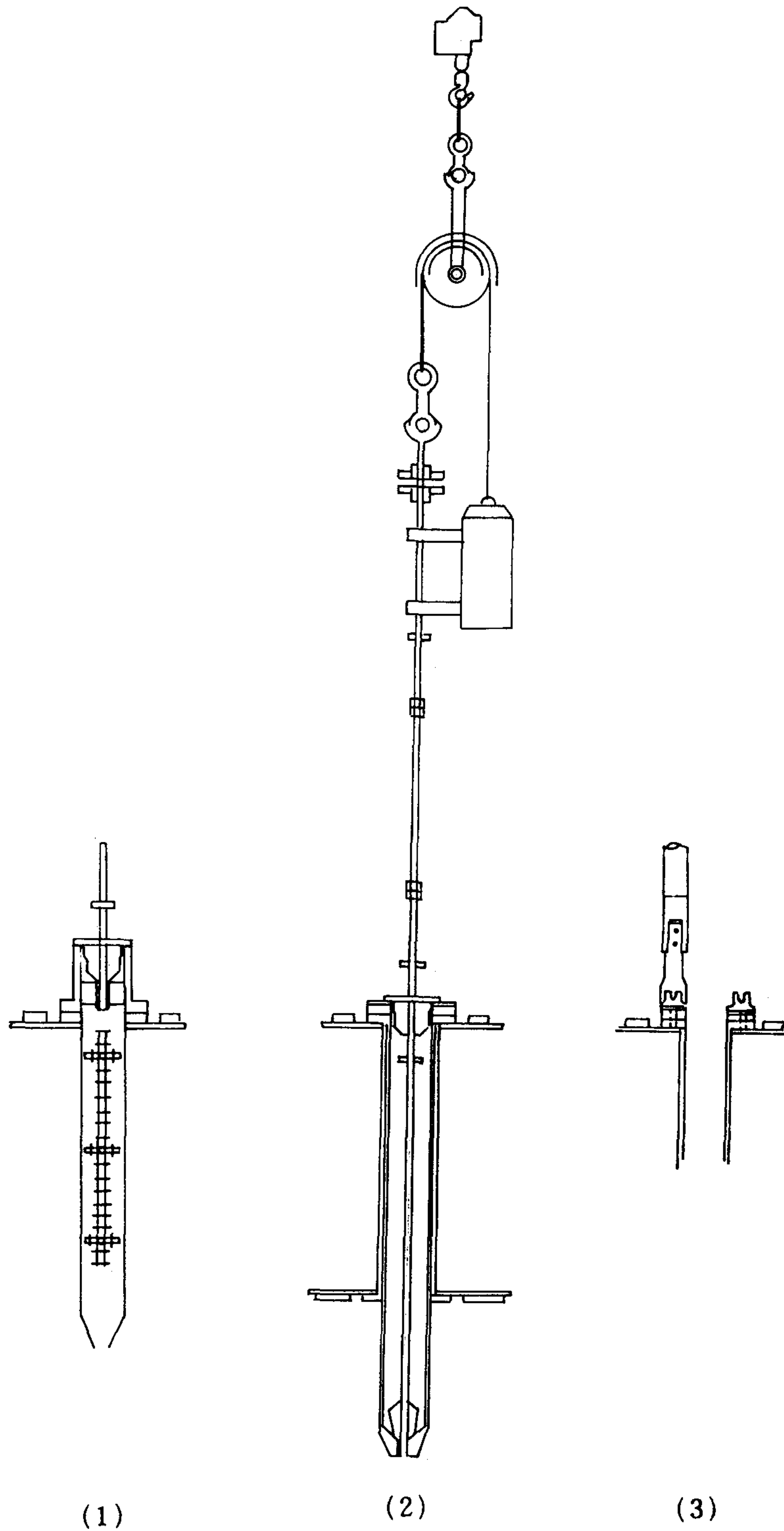


Fig. 9. Handling Tools

- (1) Foil detector handling kit tool
- (2) Incore sleeve handling tool
- (3) Flange bolt fixing tool

제 2 절 중성자 조사량 실시간 감시

NTD 과정에서 정확한 중성자조사량 감시와 제어봉위치 등에 따르는 $\phi_{th}(z)$ 변동에 대응한 조사위치(Zirr) 조정 등의 목적으로 진행중인 실시간 감시계 개발에 대한 진행을 기술한다.

1. 기본방침

- 1) 각 NTD 조사관에는 5개 자기출력형 검출기(SPND)를 적정 배치하여 출력을 전용 nvt-PC로 연속 실시간 기록 하므로써, 중성자속 및 축방향의 분포 변동을 정밀 감시한다.
- 2) 5개 검출기는 4-Rh SPND와 1-V SPND로 구성한다. 이중 하나는 (Rh+V)쌍을 만들어 이들간의 출력비교로 부터 감도감손을 보정 및 핵특성 자료를 얻는다.
- 3) 실시간 감시계는 측정실에 위치하며 NTD 작업중에는 중성자 조사량 정보 및 이상 경보를 원자로 상부에 있는 기계구동장치 제어부에 송신 한다.

그림10은 중성자조사량 실시간 감시계로서, 전자장치 및 nvt-PC의 구성 기능 및 software 계획에 대해서는 이미 '90년도 보고에 상세히 기술한 바 있다. (2)

이들 감시계는 제작을 완성하여 현재 시험중에 있으며, 그 중요기능 및 특징과 시험 중간 결과는 다음과 같다. (사진 1)

가. 전자장치

- 1) 감시 계기는 각 SPND analog 출력을 전류계로 직독하고, 또 연속

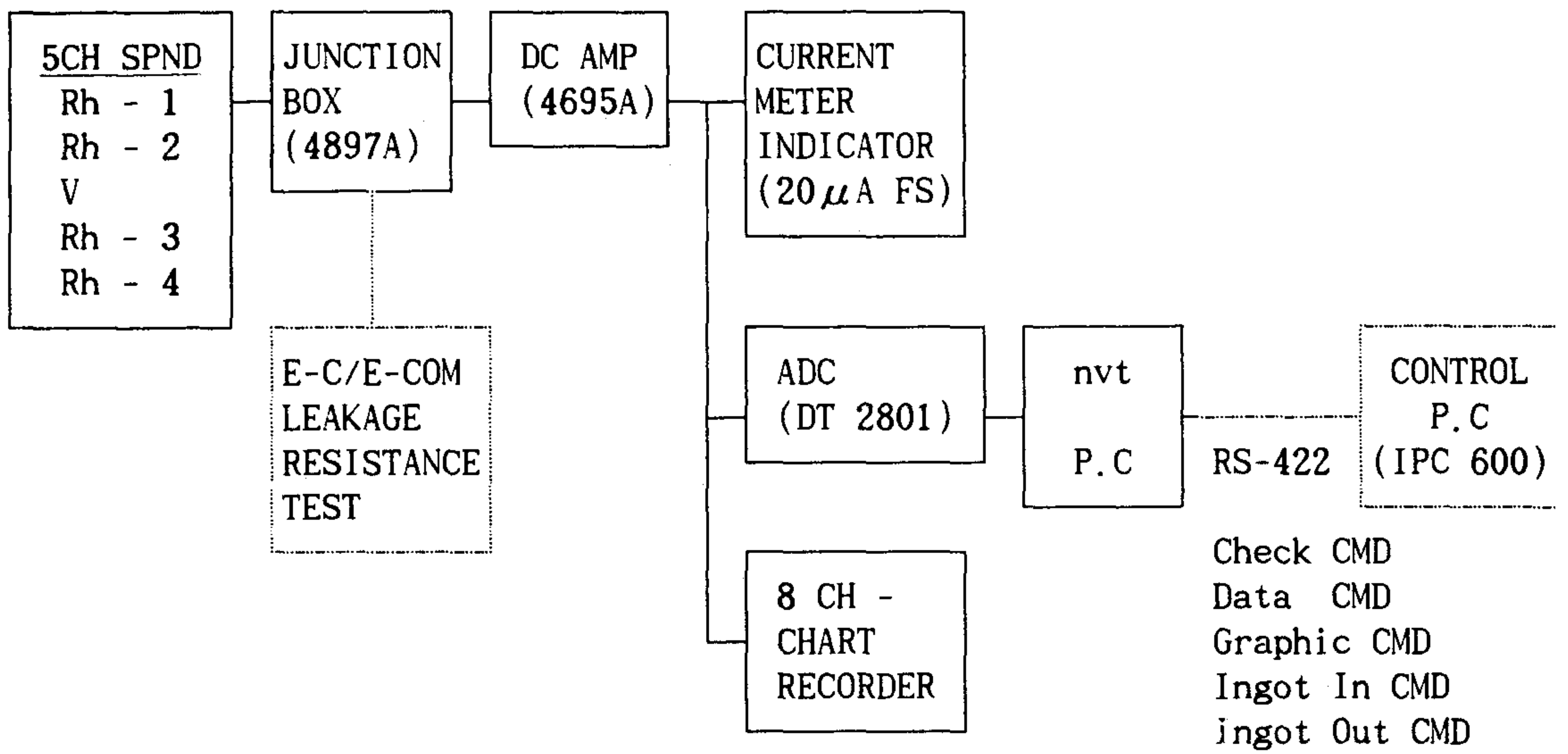


Fig. 10. Block diagram of neutron flux monitoring system

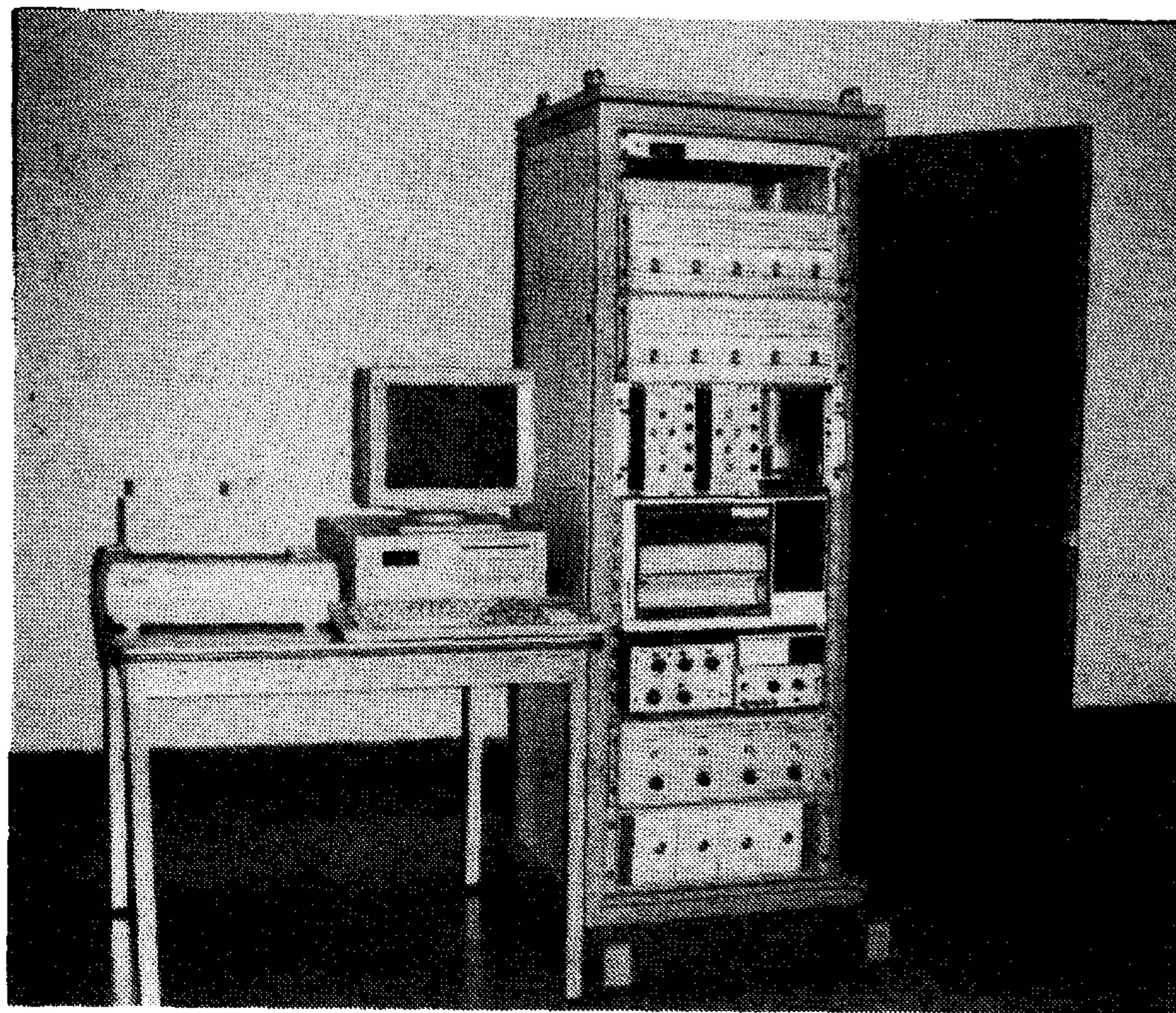


Photo. 1. Neutron flux monitoring system.

기록한다.

2) 감시 계기장치에는 DC 증폭기의 감도 및 각 SPND 계통의 절연저항을 직접 점검할 수 있게 하였다.

그림11은 조달된 SPND 및 도선과 절연을 조사하기 위해서 제작한 단자반의 저항을 보인것이다. 즉, SPND의 절연저항이 $\sim 10^{12} \Omega \sim 10^{13} \Omega (20^\circ\text{C})$ 인데 비해서 extension cable은 $\sim 10^{10} \sim 10^{12} \Omega$, 측정단자반은 자체저항이 $\sim 10^{12} \Omega$ 이므로 만약 SPND-Lead에 대해서 $\sim 10^{10} \Omega$ 이상의 절연 열화를 조사하고자 할때는 원자로 상부에서 extension connector를 풀고 직접 SPND-Lead를 측정 해야한다. 또한편, 앞으로 측정단자반의 자체절연을 더욱 높이는 방안도 고려 중에 있다.

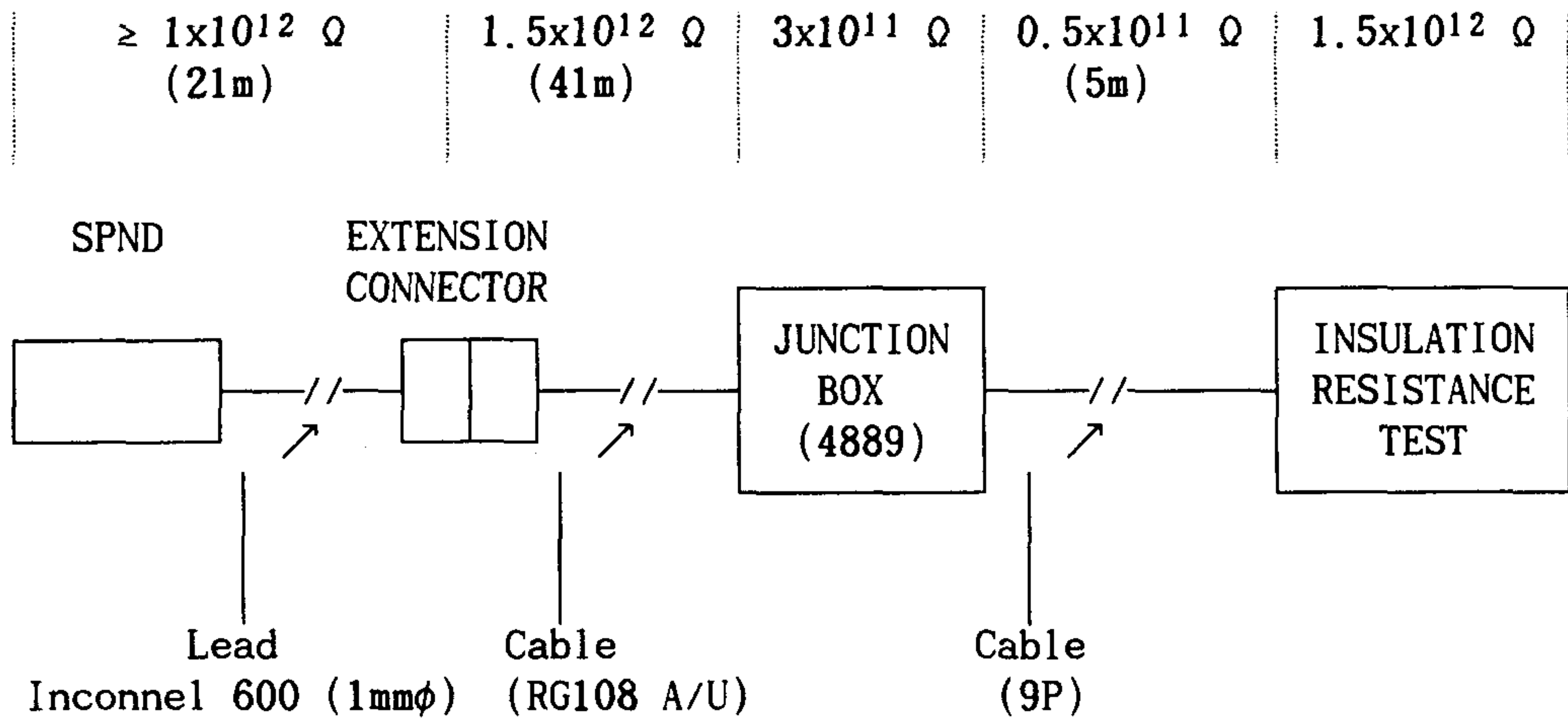
나. nvt-PC

1) 그림12는 nv/nvt을 감시하기 위한 software 구성도이다. 즉, nvt-PC 는 NTD 작업에 관계없이 매분마다 $\phi_i(t)$ 와 이들의 평균값 $\psi(t) = \sum_{i=1}^5 a_i \phi_i(t)$ 를 기록하고, 24시간마다 SPND 감도감손율을 보정한다.

단, 각 $\phi_i(t)$ 는 $\sim 50 \mu\text{sec}$ 간격으로 읽은 10 측정값의 산술평균임.

2) NTD 작업중에는 매분마다 $\phi_i(t)$, $\psi(t)$ 를 송신할 뿐만아니라 원자로 출력 및 SPND 특성의 급변동 등 이상 상태 유무를 나타내는 nvt-Emergency 신호도 함께 기계구동 제어부인 Con-PC에 직렬 송신하여 안전보호조치를 취하게 하였다.

즉, nvt-Emergency 신호는 5개 SPND가 모두 parameter로 입력한 어떤 최소 출력 ϕ_{\min} , $\phi_{\min}(av)$ 이상이어야 하며, 또 출력의 급변동을 감시하기 위해서 다음 (1), (2), (3) 조건



- Test Voltage : DC 100V
- Test Temperature : 20°C

Fig. 11. Typical SPND unit insulation resistance.

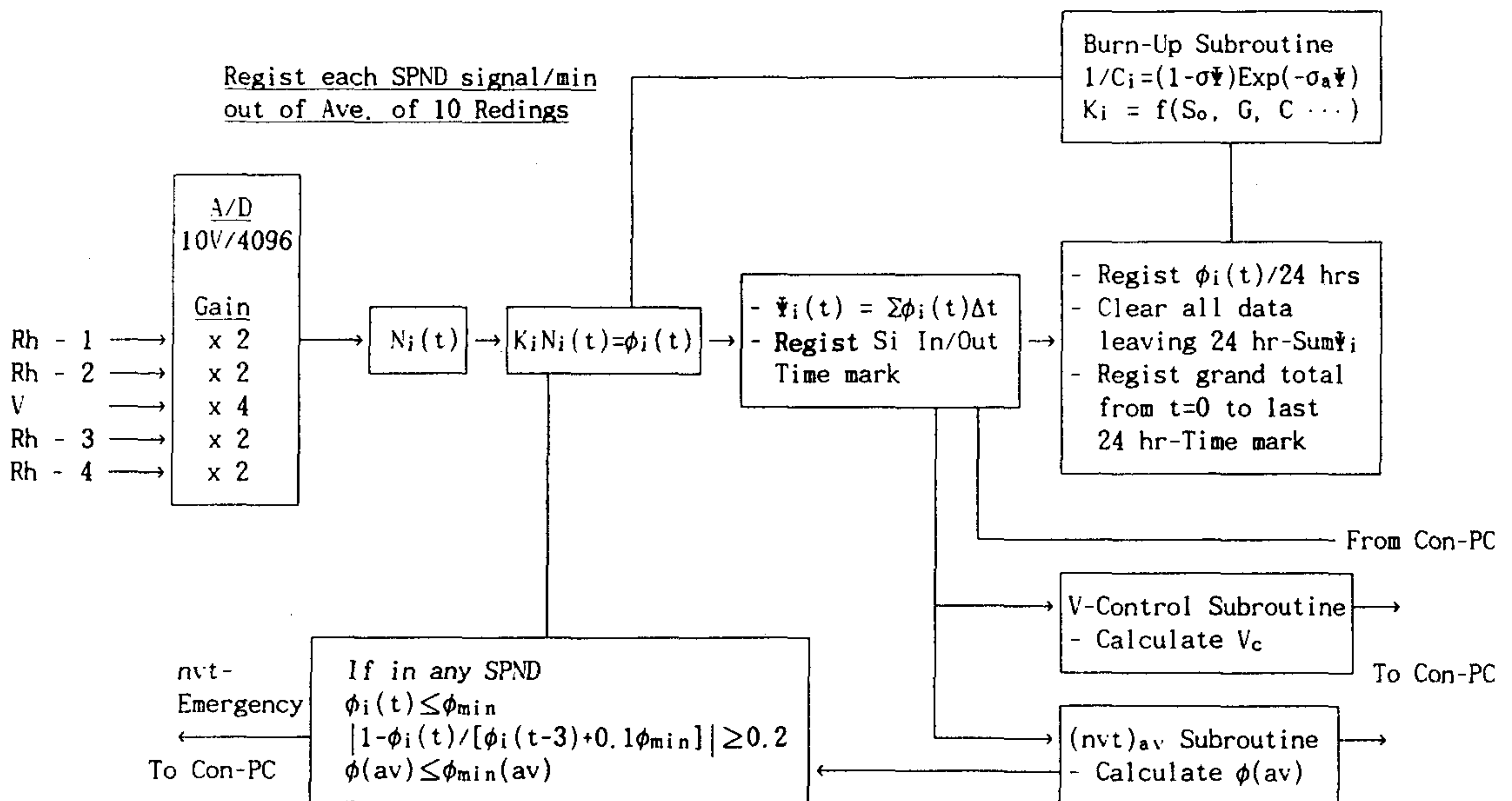


Fig. 12. Block diagram of (nv) and (nvt) monitoring software.

$$\phi_i(t) \geq \phi_{\min} \quad (i=1,2..5) \quad (1)$$

$$\phi_{av}(t) \geq \phi_{\min(av)} \quad (2)$$

$$\left| 1 - \frac{\phi_i(t)}{\phi(t-2\text{min}) + 0.1\phi_{\min}} \right| \geq 0.2 \quad (3)$$

의 만족 여부를 송신한다.

여기서 (3)은 원자로 가동정지에 의한 $\phi_i(t)$ 의 급변동 또는 SPND 단락 등을 감시하기 위한 것이다. V 및 Rh SPND의 응답특성을 고려해서 2분동안에 20%출력변동을 검출하게 하였다(A-3 참고).

SPND를 직접 TRIGA 연구로에 설치하는 실증 시험은 SPND의 방사화로 이들을 회수, 재사용하는데 문제가 있다. 따라서 PC를 이용하여 수학적함수로 표현된 여러가지 경우의 출력변동을 D/A 변환기기를 통해서 모의신호로 입력하면서 기능을 시험중에 있다.

다. SPND계 점검절차서 작성

NTD장치가 설치 운영되면 SPND계 계측특성을 정기적으로 점검하는 것이 필요하다. 따라서 위에서 기술한 계기반을 통해서 DC 증폭기의 증폭감도 및 SPND의 절연특성을 조사하는 절차서를 작성중에 있다.

라. 보완/개량점

1) 매분마다 각 SPND 신호를 기록 했으나 급격한 원자로 출력변동 (-20%/15sec)을 검출하기 위해서는 잡음신호 평탄화가 불가피하여 50 μ s마다 측정된 10개 측정 평균값을 $\phi_i(t)$ 로 매분마다 기록하게 하였다.

2) 계기장치에 있는 기록계(chart recoder)를 이용하여 각 SPND A/D 신호를 연속 기록할 계획이나, nvt-PC에서도 CRT 그래픽을 color화 하여

$\phi_i(t)$ 를 시간축 그래프로 나타낼 수 있게 하는 것을 검토중이다.

3) SPND의 잡음특성 조사 및 보완회로 추가에 의한 응답특성개선을 검토중에 있다.

APPENDIX

A-1. SPND 감도 보정인자 계산

자기출력형검출기를 열중성자속이 $\phi(t)$ 인 중성자내에서 t 시간동안 사용했을때 검출기 감도 $S(t)$ 는

$$\begin{aligned} S(t) &= ksQ\sigma_e N_0 (1 - s\sigma_a F(t)) e^{-s\sigma_a F(t)} \\ &= S(0)(1 - s\sigma_a F(t)) e^{-s\sigma_a F(t)} \\ &\approx S(0) e^{-2s\sigma_a F(t)} \end{aligned} \quad (4)$$

Q : 전자전하량 (= $1.602 \times 10^{-19} \text{C}$)

N_0 : $t=0$ 일때의 emitter 원자수

σ_a : emitter의 열중성자 흡수단면적

σ_e : 신호에 기여하는 핵준위에 도달하는 반응단면적

$F(t)$: 중성자 총조사량 (= $\int_0^t \phi(t) dt$)

$S(0) = ksQ\sigma_e N_0$

로 주어짐을 1차년도에 검토한 바 있다. 여기에서 보정인자 k 와 s 는 검출기 구조 및 재료에 의해 결정되는 상수로 이들의 계산에 대해 알아보기로 한다.

한편 V-SPND의 경우에는 $\sigma_e \propto 1/v$ 특성을 갖고 있으므로 보정인자 계산이 용이하나 Rh-SPND의 경우에는 그렇지 못하다. 따라서 우선 V-SPND에

대해 고려하기로 한다.

k 인자는 emitter 내에서의 β 선의 자기흡수효과 및 절연체내에서의 β 선 흡수효과등을 보정하는 값으로 1개의 중성자 흡수로 emitter가 방출하는 전자의 평균갯수를 의미한다. Studsvik의 계산에 의하면 5503계열 V-SPND의 경우 β 선의 탈출확률 $\epsilon_{\beta}(E_{min})=0.291$, Compton 전자의 생성 및 탈출확률 $\epsilon_{\gamma,ce}(E_{min})=0.88 \times 10^{-2}$, 광전자의 생성 및 탈출확률 $\epsilon_{\gamma,pc}(E_{min})=1.33 \times 10^{-5}$ 이므로 이들의 합, 즉, $k=0.2998133$ 이다. (6)

측정하려고 하는 중성자장에서 검출기 자체의 중성자흡수에 의해서 그 주변의 중성자속이 저하하므로 emitter가 직접 대하는 중성자속은 원래보다 적어지며, 또 emitter 내부에서도 중성자의 자기흡수가 있다. s인자는 이들을 보정하는 값으로 중성자속 저하인자(f_d)와 자기차폐 인자(f_s)의 곱, 즉, $s = f_d \cdot f_s$ 로 표현되며, 이들은 다음과 같이 계산된다.

자기차폐효과 인자 f_s 는 다음과 같이 주어지며(7)

$$f_s = \frac{\chi_0(\Sigma_a R)}{2\Sigma_a R} \quad (5)$$

Σ_a : 흡수단면적 (cm^{-1})

R : emitter 반경 (cm)

여기에서 $\chi_0(\Sigma_a R)$ 은 검출기에 의한 중성자흡수확률로 다음과 같이 Bessel 함수로 주어진다.

$$\chi_0(\Sigma_a R) = \frac{4}{3} (\Sigma_a R)^2 \left[2 \left\{ \Sigma_a R \left[K_1(\Sigma_a R) I_1(\Sigma_a R) + K_0(\Sigma_a R) I_0(\Sigma_a R) \right] - 1 \right\} + \frac{K_1(\Sigma_a R) I_1(\Sigma_a R)}{\Sigma_a R} - K_0(\Sigma_a R) I_1(\Sigma_a R) + K_1(\Sigma_a R) I_0(\Sigma_a R) \right] \quad (6)$$

I, K : The first and the second kind modified Bessel functions

따라서

$$f_s \approx 1 - \frac{4}{3} \Sigma_a R + \frac{(\Sigma_a R)^2}{2} \left[\ln\left(\frac{2}{\Sigma_a R}\right) + \frac{5}{4} - \gamma \right] \quad (7)$$

γ ; Euler의 상수($\gamma = 0.577216$)

또한, 중성자속 저하 인자 f_d 는 다음과 같은 식에 의해 구할 수 있다. (6)

$$f_d = \left[1 + \frac{3R}{2\lambda_{tr}} \left(\ln \frac{2L}{\pi R} + \frac{3}{2} - \gamma \right) f_s \Sigma_a R \right]^{-1} \quad (8)$$

λ_{tr}, L ; SPND가 놓여 있는 곳의 감속재에 대한
중성자 수송평균자유행정 및 확산거리
(H_2O ; $\lambda_{tr}=0.425\text{cm}$, $L=2.76\text{cm}$)
(D_2O ; $\lambda_{tr}=2.43\text{cm}$, $L=161\text{cm}$)

V-SPND(emitter 직경:2mm)의 경우 H_2O 감속재에서 $f_s=0.957$, $f_d=0.957$ 의 값을 가지므로 $s=0.916$ 이다. 또 Rh-SPND(emitter 직경:0.7mm)의 경우 $f_s=0.660$, $f_d=0.869$ 로 $s=0.574$ 이다.

한편, 문헌에(8) 의하면 emitter 직경이 0.5mm이고 두께 약 0.25mm의 MgO 절연체를 사용한 경우 $s^V \approx 0.98$, $s^{Rh} \approx 0.72$ 로 알려져 있으나, 우리가 계산한 결과는 $s^V \approx 0.984$, $s^{Rh} \approx 0.673$ 으로 V의 경우에는 근사한 값을 얻었으나 Rh의 경우에는 그 차이가 큰편이다. 이는 Rh-SPND의 경우에는 Rh의 핵반응 단면적 특성이 복잡하여 V-SPND의 경우처럼 보정인자 계산이 용이하지 못하기 때문이다. 따라서 Rh-SPND에 대한 보정인자의 계산치는 그 정확도가 떨어지므로 실험적으로 s^{Rh} 를 결정하는 방법을 사용하고저 하며 이에 대해 다음절에 기술하기로 한다.

또한 이와 같이 결정된 s 인자를 이용하면 실험적으로 검출기의 초기감도를 구함으로서 이로부터 역으로 k 인자를 추산할 수 있다. Studsvik의 5503계 V-SPND의 경우 초기감도 측정치는 $S(0)=5.03 \times 10^{-21} \text{A/n/cm}^2 \text{sec}$ 로 제

시되었고 $s=0.916$ 이므로 $k \approx 0.3104$ 를 얻을 수 있으며, 앞에서 구한 계산치보다는 약간 높은데 이는 감도측정오차 및 원자로내 γ 선 등의 영향에 의한 것으로 생각된다.

Rh-SPND의 경우에는 초기감도 측정치가 $S(0)=1.05 \times 10^{-20} \text{A/n/cm}^2 \text{sec}$ 이고, 앞에서의 계산에 의해 $s=0.574$ 이므로 $k \approx 0.4886$ 으로 추산된다.

A-2. Rh-SPND 감손율 측정

V-SPND의 경우는 $\sigma_e \propto 1/v$ 특성으로부터 감손율 보정 계산이 용이하나, Rh-SPND의 경우에는 Rh의 복잡한 핵특성으로 그렇지 못하므로 V-SPND와의 비교측정으로부터 감손율을 구하는 방법을 생각한다.

지금 초기부터 같은 장소에 V-Rh SPND 쌍을 설치하여 사용한다면 이들 검출기의 시간에 따르는 출력비는 (4)로부터 다음과 같이 1차 근사 할 수 있다.

$$\frac{S_{Rh}(t)}{S_V(t)} = \frac{S_{Rh}(0)}{S_V(0)} e^{-2(s^{Rh}\sigma_{Rh} - s^V\sigma_V)F(t)} \quad (9)$$

식(9)는 원자로출력이 크고 작고에 상관없이 ϕ_{epi}/ϕ_{th} 비가 일정함을 가정하였다. 일반적으로는 $s^{Rh}\sigma_{Rh} \gg s^V\sigma_V$ ($0.03s^{Rh}\sigma_{Rh} \sim s^V\sigma_V$) 이므로 이 출력비는 조사량 $F(t)$ 와 더불어 감소하게 된다. A-1에서 구한 감손율로 보정한 V-SPND의 출력을 적산한 전조사량 $F(t)$ 를 이용하여 s^{Rh} 을 얻는다.

A-3. SPND 응답특성

원자로출력의 급변동을 검출하기 위해서 SPND의 응답특성을 검토한다. SPND의 응답시간은 emitter의 재료 및 방사화 생성핵종의 반감기에 의해 결정되며, ^{103}Rh emitter의 경우는 ^{104}Rh 과 ^{104m}Rh 원자수 $N_1(t)$, $N_2(t)$ 의 증감을 함께 고려해야 하므로 다음과 같은 두 식이 성립한다.

$$\frac{dN_1(t)}{dt} = sN_0\sigma_1\phi_1(t) - \lambda_1N_1(t) + \lambda_2N_2(t) \quad (10)$$

$$\frac{dN_2(t)}{dt} = sN_0\sigma_2\phi(t) - \lambda_2N_2(t) \quad (11)$$

- σ_1 : 생성핵종이 ^{104}Rh 인 흡수단면적 (=139b)
- σ_2 : 생성핵종이 ^{104}mRh 인 흡수단면적 (=11b)
- λ_1 : 생성핵종이 ^{104}Rh 인 핵반응의 붕괴상수
(=16.5x10⁻³sec⁻¹)
- λ_2 : 생성핵종이 ^{104}Rh 인 핵반응의 붕괴상수
(=2.63x10⁻³sec⁻¹)

한편, 검출기의 출력전류 $I(t)$ 는 ^{104}Rh 의 β 붕괴율에 비례하므로, 비례정수를 K_c 라 할때

$$I(t) = K_c\lambda_1N_1(t) \quad (12)$$

식 (10), (11)을 이용하여 $\phi(t)$ 가 ϕ_0 에서 0으로 계단변화 할 경우의 응답을 구하면,

$$\begin{aligned} I(t) &= I_0 \left[\left(1 - \frac{\sigma_2}{\sigma_1 + \sigma_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \right) e^{-\lambda_1 t} + \left(\frac{\sigma_2}{\sigma_1 + \sigma_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \right) e^{-\lambda_2 t} \right] \\ &= I_0 (0.913 e^{-t/61} + 0.087 e^{-t/381}) \end{aligned} \quad (13)$$

여기서, I_0 는 $\phi_1(t)=\phi_0$ 인 정상출력전류로서 $I_0 = sK_cN_0(\sigma_1 + \sigma_2)\phi_0$ 이다. 그림13은 계단 변화에 대한 응답을 보인 것으로 Rh의 경우 두 종류의 붕괴과정의 존재를 잘 보여준다.

같은 방법으로 ^{51}V emitter의 경우는,

$$I(t) = I_0 e^{-t/326} \quad (14)$$

$$I_0 = sK_cN_0\sigma_c\phi_0 \quad (15)$$

예를들어, 응답이 느린 ^{51}V emitter의 경우 출력감쇠가 20%, 즉, $I(t) = 0.8I_0$ 되는 시간은 $t=50$ sec 이다.

이상적인 방법은 V 및 Rh SPND 마다 전류증폭 후단에 적절한 시정수의

보상회로를 추가 하므로써 두 검출기가 같은 속도로 빨리 응답 하도록 특성을 개선 할 수 있다(8).

또 한편 NTD-1 조사공에 대해서 2차년도에 보고한 바 있는 ANISN 코드로 계산한 7군 γ 선속을 선량율로 변환하면 $\sim 1.52 \times 10^8 \text{R/h}$ 이다. 5503계열의 Rh-SPND와 V-SPND의 경우 원자로심 γ 선 감도(A/R/h)는 각각 $\sim 5 \times 10^{-18}$ 및 $\sim 2 \times 10^{-17}$ 로 보고되고 있으므로, 중성자성분에 대한 γ 선 성분의 비는 각각 $\sim 0.34\%$ 및 2% 로, 실제로 원자로가 scram 될 경우 γ 선에 의한 즉발 응답 성분은 무시될 정도이다.

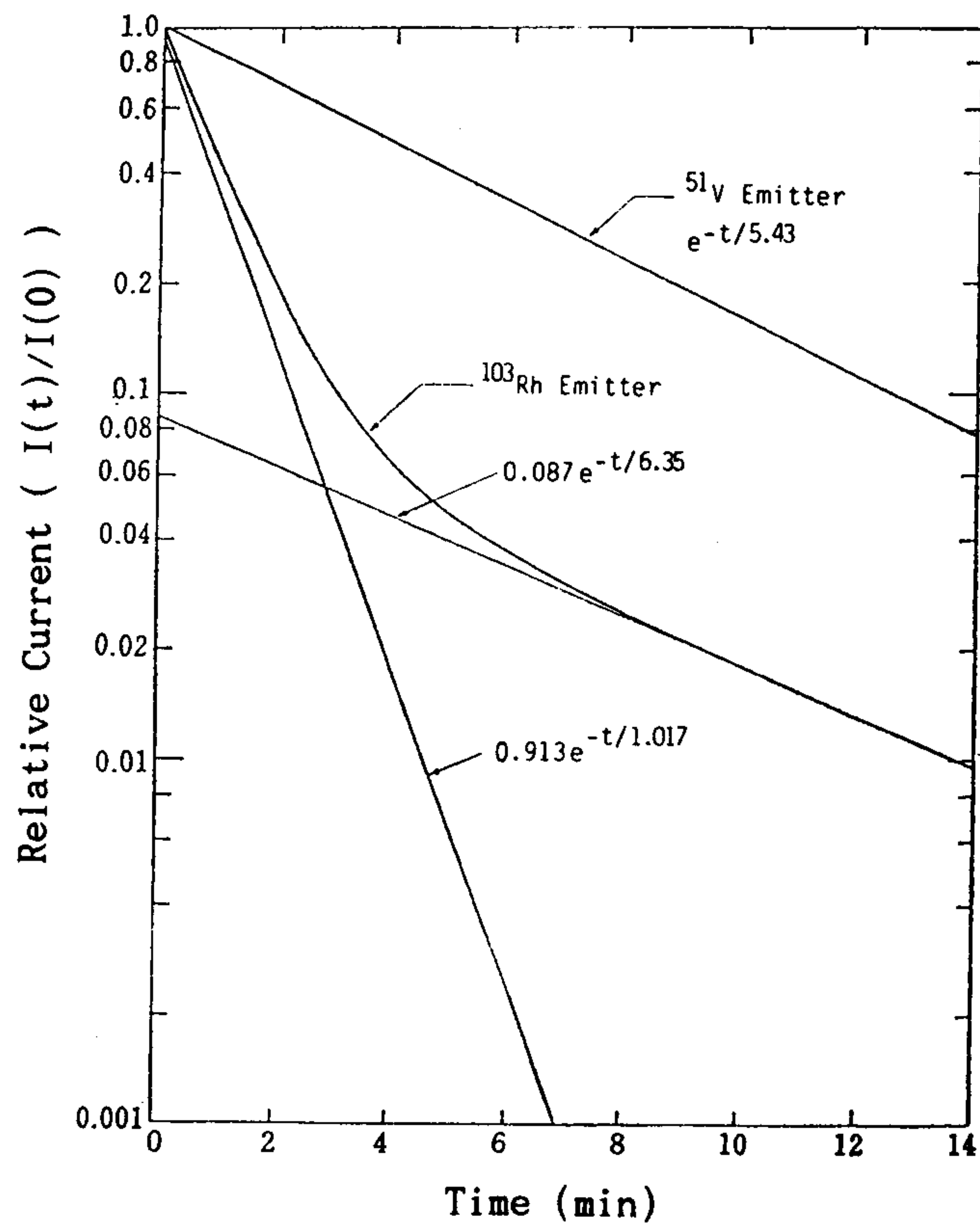


Fig. 13. The response of V- and Rh-SPND to a step change in neutron flux.

제 3 절 NTD 조사장치

NTD 조사장치는 원자로 pool 상부에 장치하여 Si ingot를 조사관내에 보내서 소정의 방법으로 균일 조사한 후 인출, 회수를 조작하는 기계적인 구동장치와 일련의 이들 과정을 제어하는 전자 제어장치로 구성된다.

1. 조사방법

기계구동부는 예를 들면 차폐된 turret형의 용기내에 10개 내외의 Si ingot를 장전하여 두고, 1개씩 승강운반체에 옮겨서 NTD 조사관에 내려서 균일 조사한 후 이를 회수하는 전 과정을 연속 자동적으로 구동하는 소위 전자동식 구동장치와, ingot - Al chain을 기계구동부에 결합, 분리하는 절차는 수동으로 하고 그 이외 모든 조작을 자동화하는 반자동식 구동장치를 검토한 바 있다. 전자동식 구동장치는

- 가. 구동장치 차폐와 별도로 추가해야 될 차폐관의 총 무게가 약 11ton으로 추정되는 데,
- 나. pool 상부에 설치할 man-bridge의 구조가 아직 미확정이며,
- 다. 구동장치 자체의 설계 제작에도 기술적인 어려움이 예상되므로 현재로서는 먼저 반자동식 구동을 채택하는 것이 타당함은 이미 논의한 바 있다.

반자동식 구동의 경우에는 구동장치 근방의 reactor pool liner에 ingot 중간 저장용 rack를 준비하여 조사된 ingot를 차례로 저장해 두었다가 1~2일에 한번씩 service pool로 일괄해서 옮겨가는 방법을 계획하고 있다.

2. 기계 구동장치

가. 기본방침

1. 반자동 구동장치로 한다. 즉, Si ingot-7.5m Al chain의 결합, 분리를 제외한 모든 조작은 자동화 한다.
2. 다양한 균일 조사법을 이용할 수 있게 한다.

이와 같은 방침 아래 그림 14와 같은 구성의 기계 구동장치의 설계에 대해서는 이미 '89년도에 보고한 바 있으며, 이 장치의 특징은 다음과 같다.

- 1) sheave 및 link chain 방식으로 Si ingot 승강구동
- 2) 정위치법, 위치이동법 및 정속이동법 등 다양한 균일조사법이 가능하도록 rotary connector를 이용하여 Si ingot의 승강운동과 회전운동을 독립적으로 동시 구동
- 3) stepping motor와 절대 위치검출기 (분해능 : 4096/rev)를

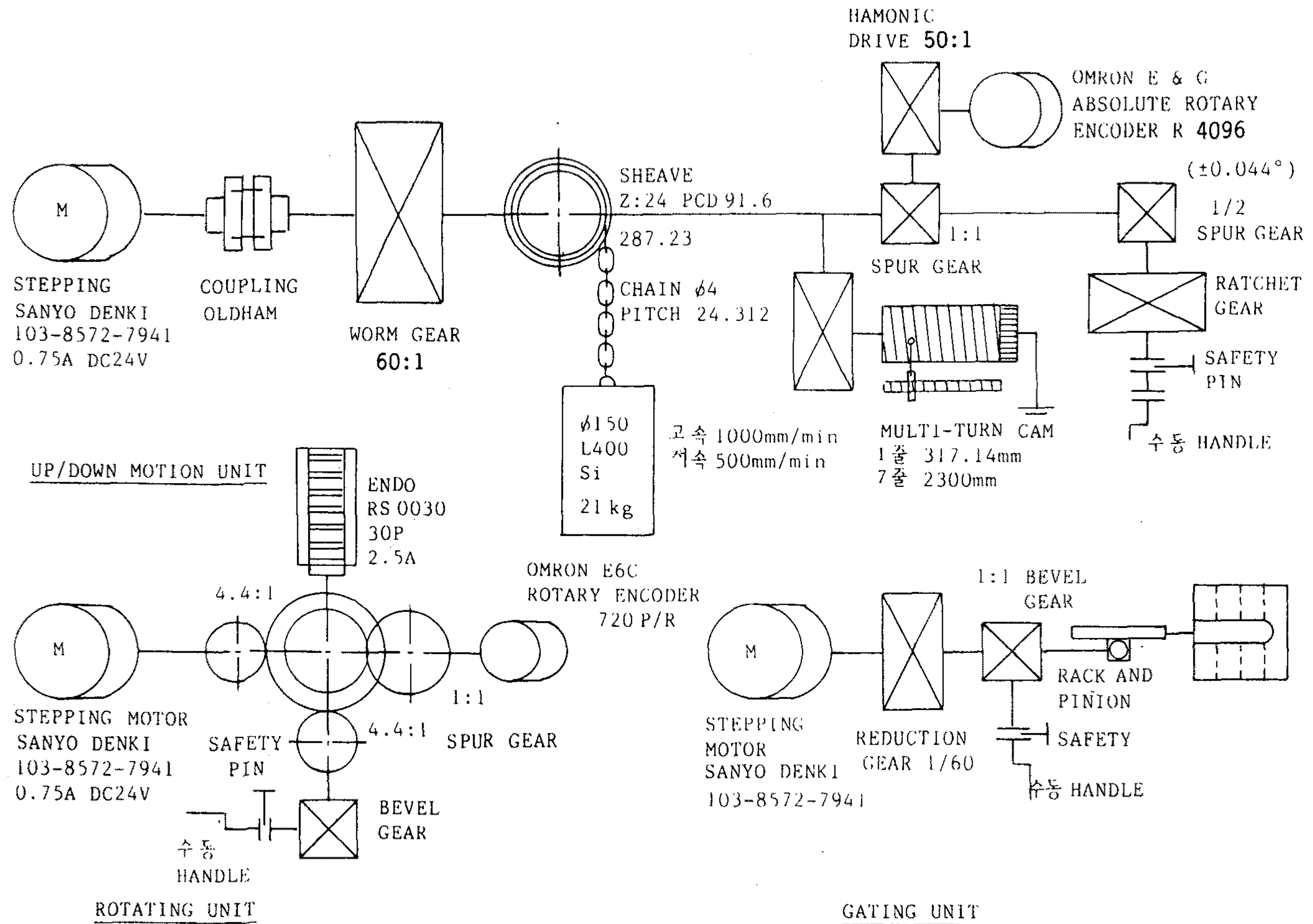


Fig. 14 Block diagram of Up-down, Rotating, and Gating units of the mechanical driving mechanism

연동하여 정밀한 위치제어

4) multi-turn lead cam (10:1)과 microswitch를 이용하여

승강운동의 두 기준 위치 정밀검출

5) 비상시에는 승강 및 회전운동을 핸들로 수동조작

6) 정전시 Si ingot 자유낙하 방지, 중요 부품의 기밀화 또는 내부식 재료를 이용한 내습 조치 등 각종 안전조치

나. 진행현황

이 장치는 현재 1차 시험 제작을 완성하여(사진 2, 3, 4) 기계적 가공의 정밀도 시험 및 제어장치와 연동하여 종합적인 특성 시험을 진행중에 있으며 몇가지 중간 결과는 다음과 같다.

1) 기계적 가공 정밀도 시험

이미 설명한 바와 같이 승강구동은 sheave와 link chain을 이용하고 있으며, 그 기본구성은 그림 15와 같다. link chain은 소부하용의 ARO사(미국) AJ300 series를 사용하였고, sheave는 직접 제작하였다. 따라서 승강구동부의 가공 정밀도를 다음 3개 부분으로 나누어 시험하였다.

가) sheave의 가공 정밀도,

나) 회전 - 승강 거리간의 정밀도,

다) encoder값 - 승강 거리간의 정밀도

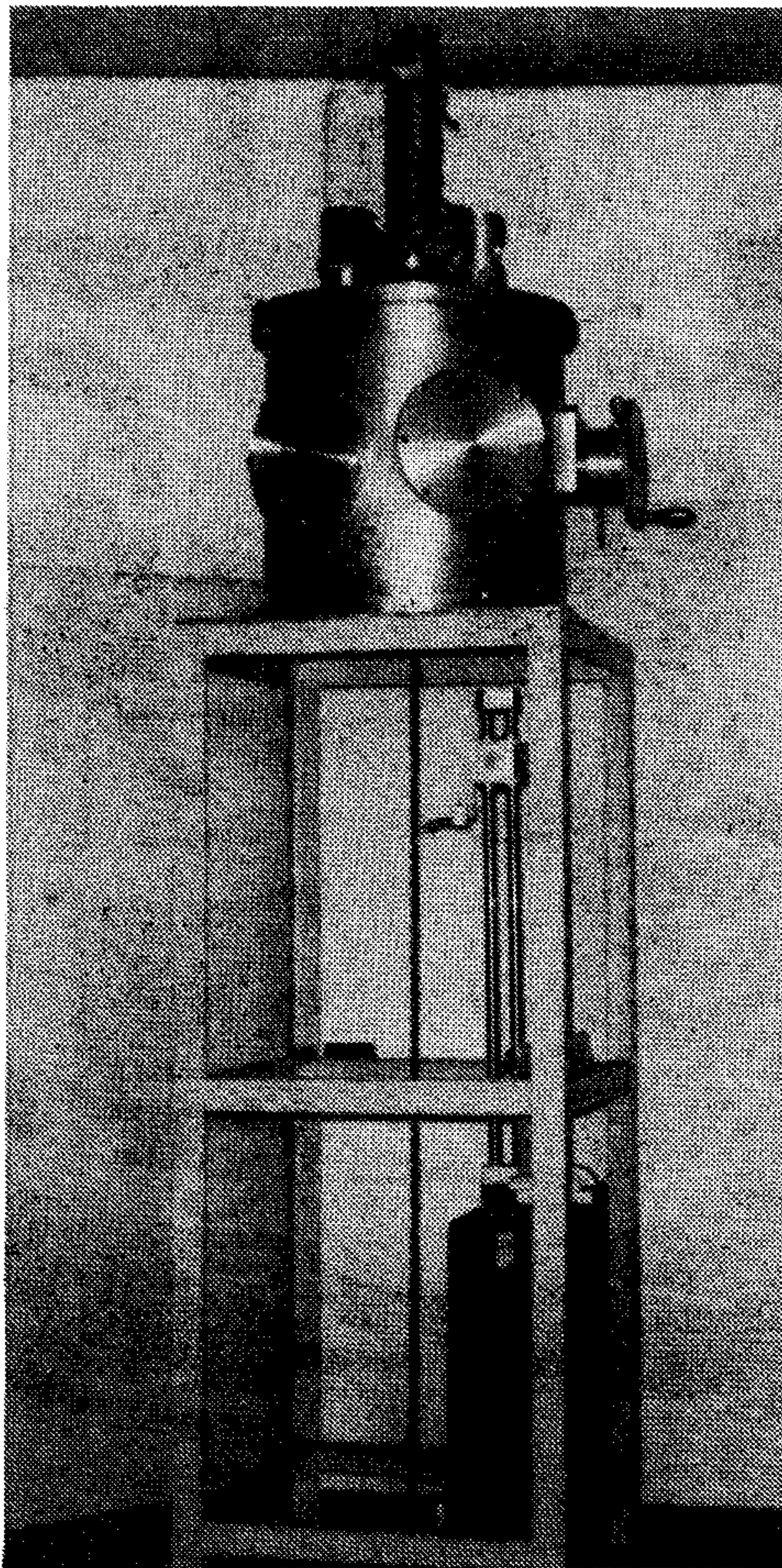


Photo. 2 Driving mechanism and a height gauge for the measurements of its functional precision.

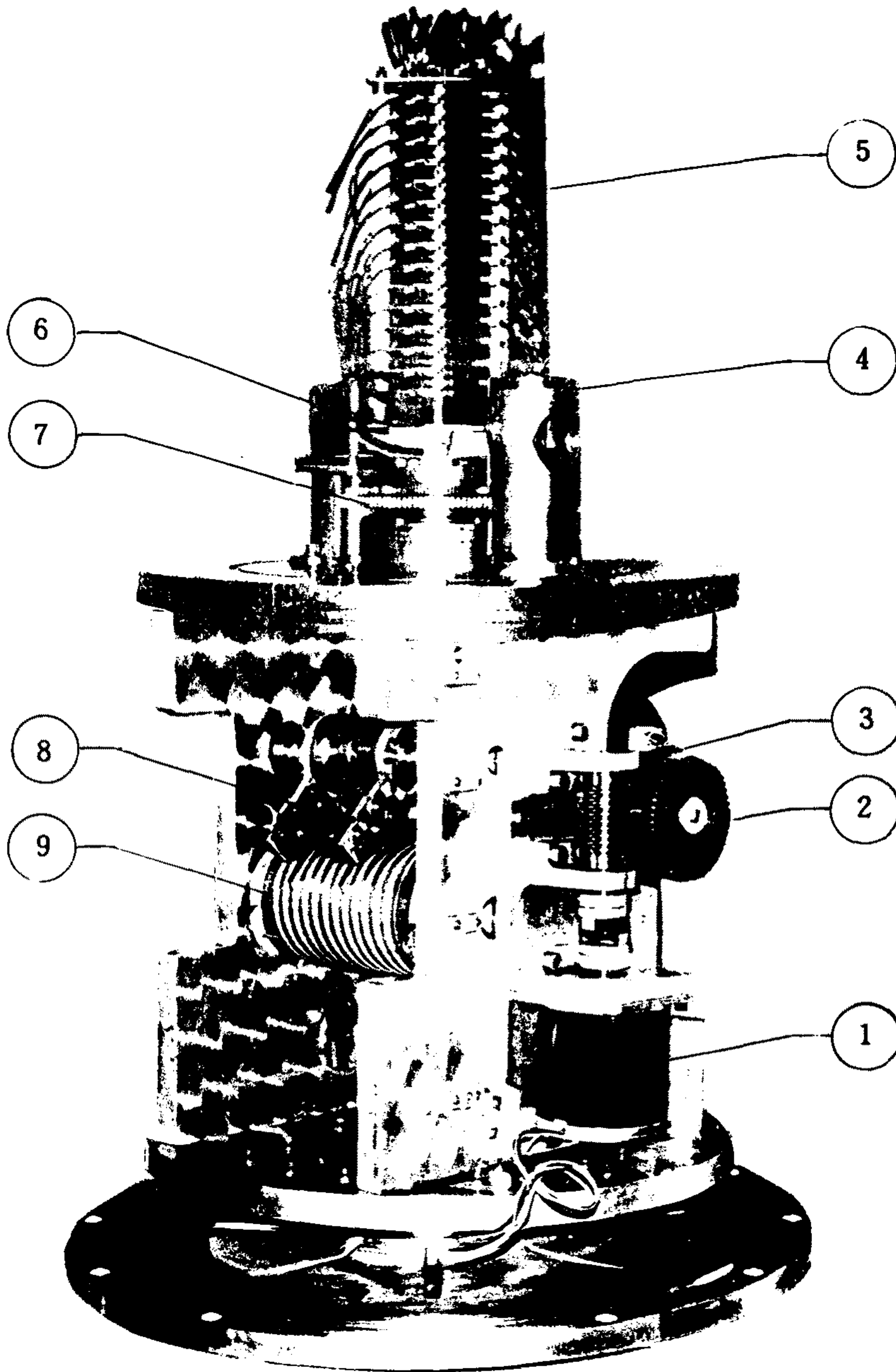


Photo. 3 Front view of driving mechanism in detail.

- | | |
|-------------------------------|-----------------------------|
| 1. stepping motor for up-down | 2. manual gear for up-down |
| 3. worm gear | 4. manual gear for rotation |
| 5. rotary connector | 6. incremental encoder |
| 7. spur gear | 8. microswitch |
| 9. multi-turn lead cam | |

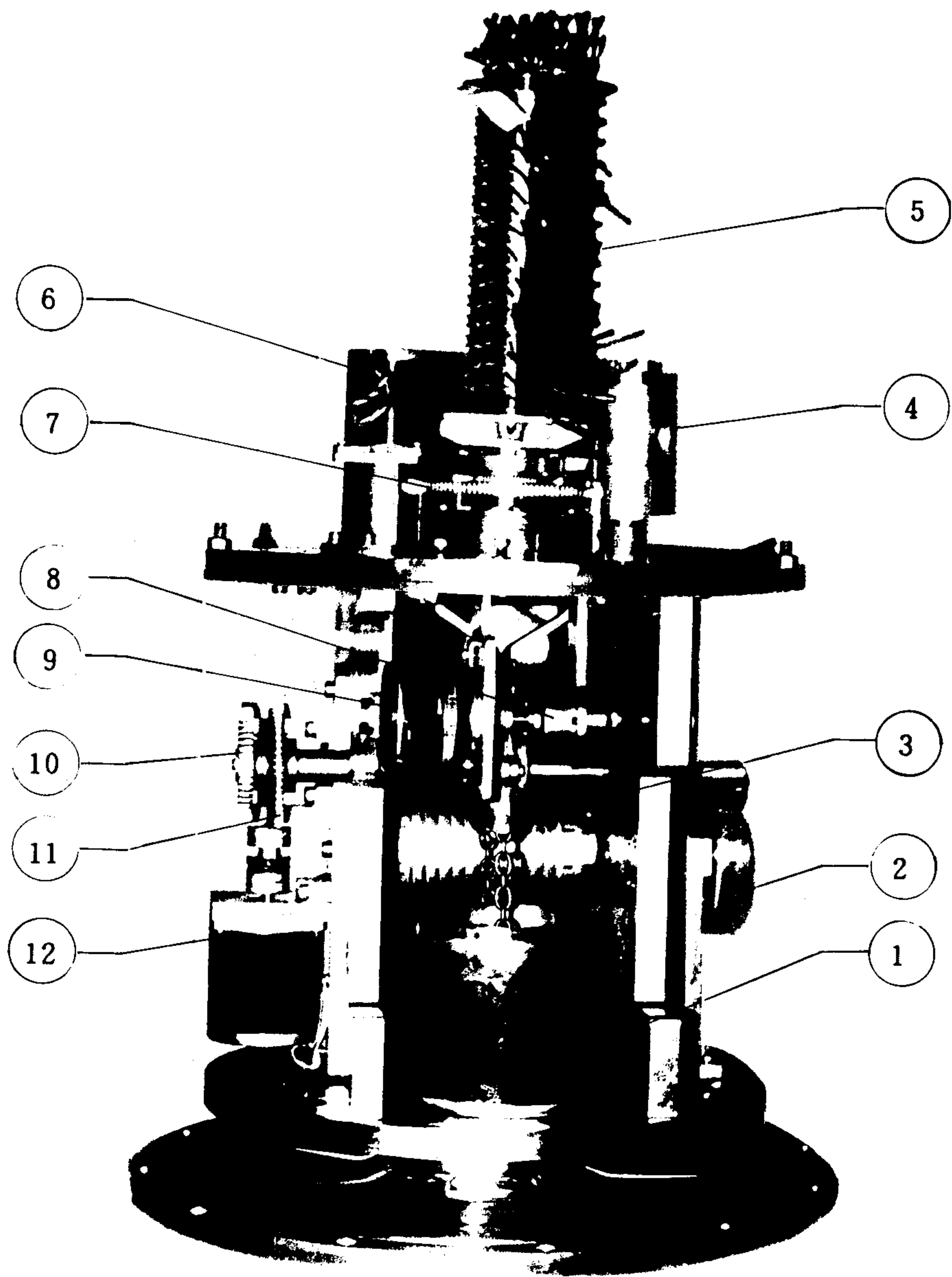


Photo. 4 Rear view of driving mechanism in detail.

- | | |
|---------------------|--------------------------------|
| 1. chain basket | 2. angle index |
| 3. chain sheave | 4. manual gear for rotation |
| 5. rotary connector | 6. stepping motor for rotation |
| 7. spur gear | 8. harmonic drive |
| 9. absolute encoder | 10. manual gear for up-down |
| 11. worm gear | 12. stepping motor |

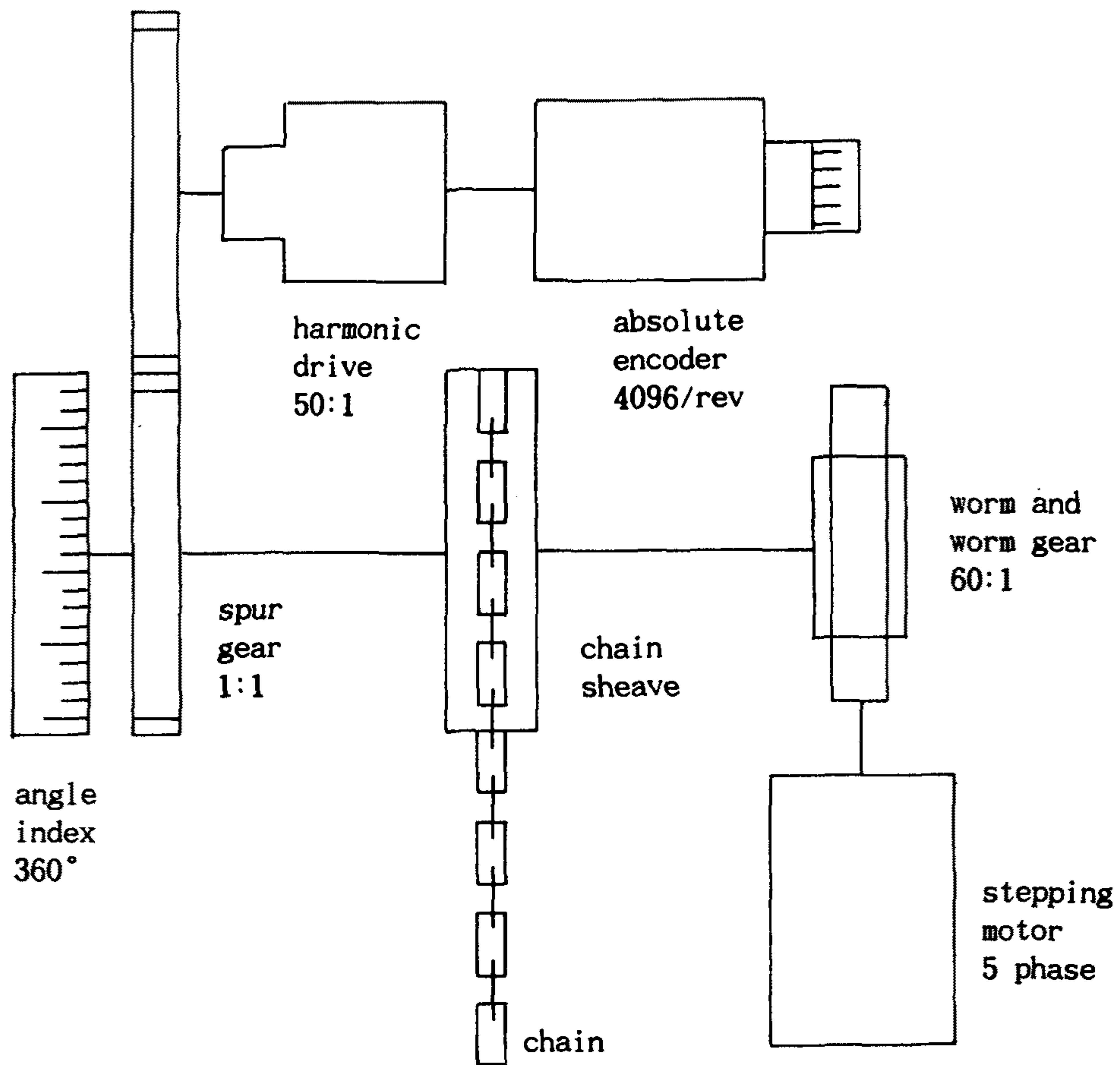


Fig. 15 Block diagram of the structure of the Up-Down unit

sheave의 설계 치수는 $Z=24$, $PCD=91.55\text{mm}$ 인데 대해서 그림 15와 같이 sheave에 직결된 각도 분할기(angle index)를 이용해서 측정한 10° 회전각에 따르는 chain의 구동길이 측정값은 $7.979\text{mm}/10^\circ \pm 0.006\text{mm}$ 이며 PCD 는 $91.43\text{mm} \pm 0.07\text{mm}$ 이다. 따라서 PCD 뿐만아니라 sheave 치흠의 주기성 및 회전축의 중심정도 들도 충분한 정밀도로 가공되었음을 알 수 있다. 한편 직접 측정된 link chain의 pitch 편차는 $\sim \pm 0.14\text{mm}$ 이다.

두번째는 10m 승강 범위에 걸친 구동 정밀도를 조사하기 위해서 먼저 stepping motor에 입력하는 pulse 수에 대한 승강거리를 조사하였다. 즉, 임의 pulse 수를 여러번 반복 입력하여 일정 방향으로 회전하면서 chain의 승강길이 $Z(\text{mm})$ 를 측정하여 1차식으로 fitting한 결과는 $\sim \pm 0.4\text{mm}$ 오차범위 내에서

$$\text{상승구동 } Z = -3.7426 \times 10^{-3} + 0.95752 \times P_s \text{ (in 100 unit)}$$

$$\text{하강구동 } Z = -8.0020 \times 10^{-2} + 0.95767 \times P_s \text{ (in 100 units)}$$

의 관계를 얻을 수 있었다. 그리고 이들 상승과 하강 구동간의 backlash는 평균 $\sim 0.8\text{mm}$ 이므로 10m 구동범위에서 상대위치 오차는 약 0.004%이다.

위의 측정은 비록 stepping motor의 회전각이 정확히 입력 pulse 수에 비례한다고 가정하더라도 sheave 및 chain의 오차 이외에 worm gear의 backlash 등의 오차도 포함되어 있다.

F.P. Mode NTD 작업은 조사공내의 중성자속 분포에 따른 일정 위치에

서 조사를 수행하므로 절대위치 제어하는 것이 여러가지로 유리하며, 그림 15와 같은 결합에서 절대 encoder 값(E_u)으로 제어하므로 worm gear와 관련된 오차와는 무관하며 그대신 harmonic drive (50:1 ; 공칭 backlash $17.0'$)의 backlash 등 정밀도와 encoder 자체의 분해능이 실제로 문제가 된다.

따라서 세번째는 종합적 시험으로서 한 방향으로 구동하면서 encoder 값(E_n)에 대한 승강거리($Z(\text{mm})$)는 평균오차 $\sim \pm 1.5\text{mm}$ 내에서

$$\text{내려갈 때 : } Z = -175.498 + 3.51 * E_n$$

$$\text{올라갈 때 : } Z = -174.756 + 3.51 * E_n$$

로서 backlash는 $\sim 0.7\text{mm}$ 이며, 단위 encoder에 대한 구동거리의 이론값, 즉 $91.43 \pi \times 50/4096 = 3.506(\text{mm}/\text{digit})$ 와 잘 일치한다. 그러나 예상했던 대로 사용한 encoder의 분해능(4096 digit)이 충분치 못하는데 기인하는 평균오차 $\sim \pm 1.5\text{mm}$ 는 상당히 큰 편이다.

2)보완/개량점

현재로서 검토되고 있는 보완 또는 개량점은 다음과 같다.

- 가) 소형, 경량화 : 원자로 상부에 설치될 장치로서 D_2O 반사체 내의 다른 조사공 이용 간섭 극소화가 필요

나) 부하이상 검출 : 특히 승강운동계에 부하이상을 검출하는 안전 장치로서 현 방법(전원전류, stepping motor driver 이상동작, 규정 구동속도의 변화 등 검출) 보다 더 torque meter와 같은 검출감도가 높은 직접법 강구

다) 위치검출감도 향상 : multi-turn absolute encoder를 이용한 승강 위치제어 정도 향상

라) 일부 구조재 개선 및 motor의 분리/결합 문제 등 편의성 향상

앞으로 종합적인 특성시험이 끝나면 여러 보완/개량점을 반영한 두번째 기계구동장치를 제작 계획이다.

3. 균일조사 제어장치

가. 기본방침

1. 정위치법 및 정속이동법에 의한 균일조사 구동을 자동제어 하며, 제어 과정에서 이상 상황이 검출되면 적절한 비상조치를 취한다.
2. 비상용으로 구동의 각 행정을 단순 switch 조작 및 PLC를 통해서 수동 제어 할 수 있게 한다.
3. 제어 상황을 원자로 상부 및 측정실이 있는 계기반 PC CRT를 통해서 작업자가 쉽게 판독하고, 또 조사 작업 이력을 저장하여 필요시에는 print-out 할 수 있게한다.

원자로 상부 기계구동장치 근방에 위치 하게 될 균일조사 제어장치는 그림 16처럼 전자제어 장치와 Con-PC(IPC-600)로 구성되어 있으며, 기본적인 기능 및 설계방침은 이미 보고한 바 있으나, 다음과 같은 4개 제어방식 및 비상대처 기능을 갖게 하였다.

- 1) Manual mode : 구동의 각 제어행정을 제어반의 action switch로 독립적으로 조작
- 2) PC manual mode : 대화식 PC keyboard로 각 제어행정을 독립적으로 조작
- 3) FP/CV auto mode : nvt-PC의 보조를 얻어서 정위치/정속이동 방법으로 전 조사과정을 자동으로 완료한 후 초기 위치

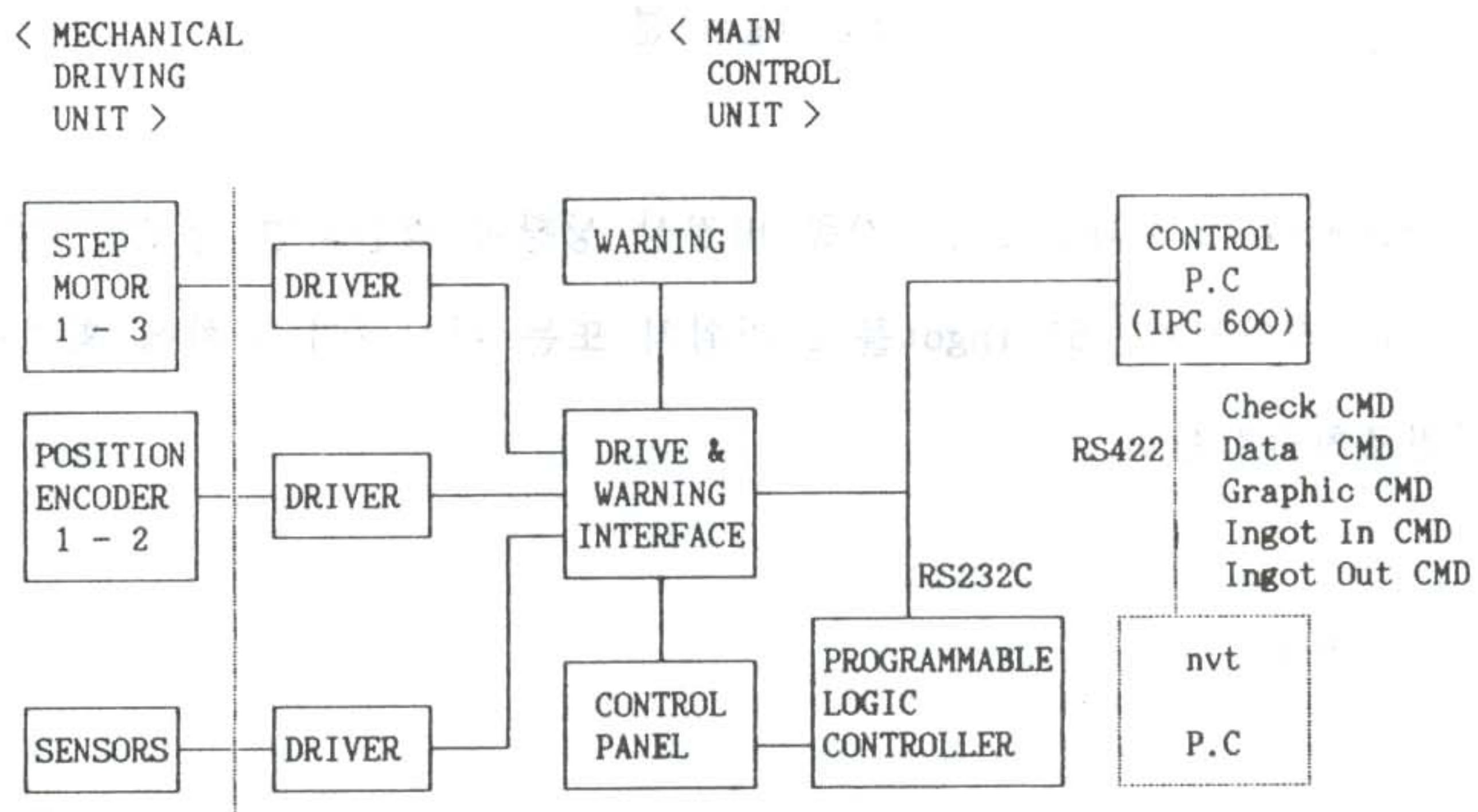


Fig. 16 Block diagram of the main control unit of the NTD system

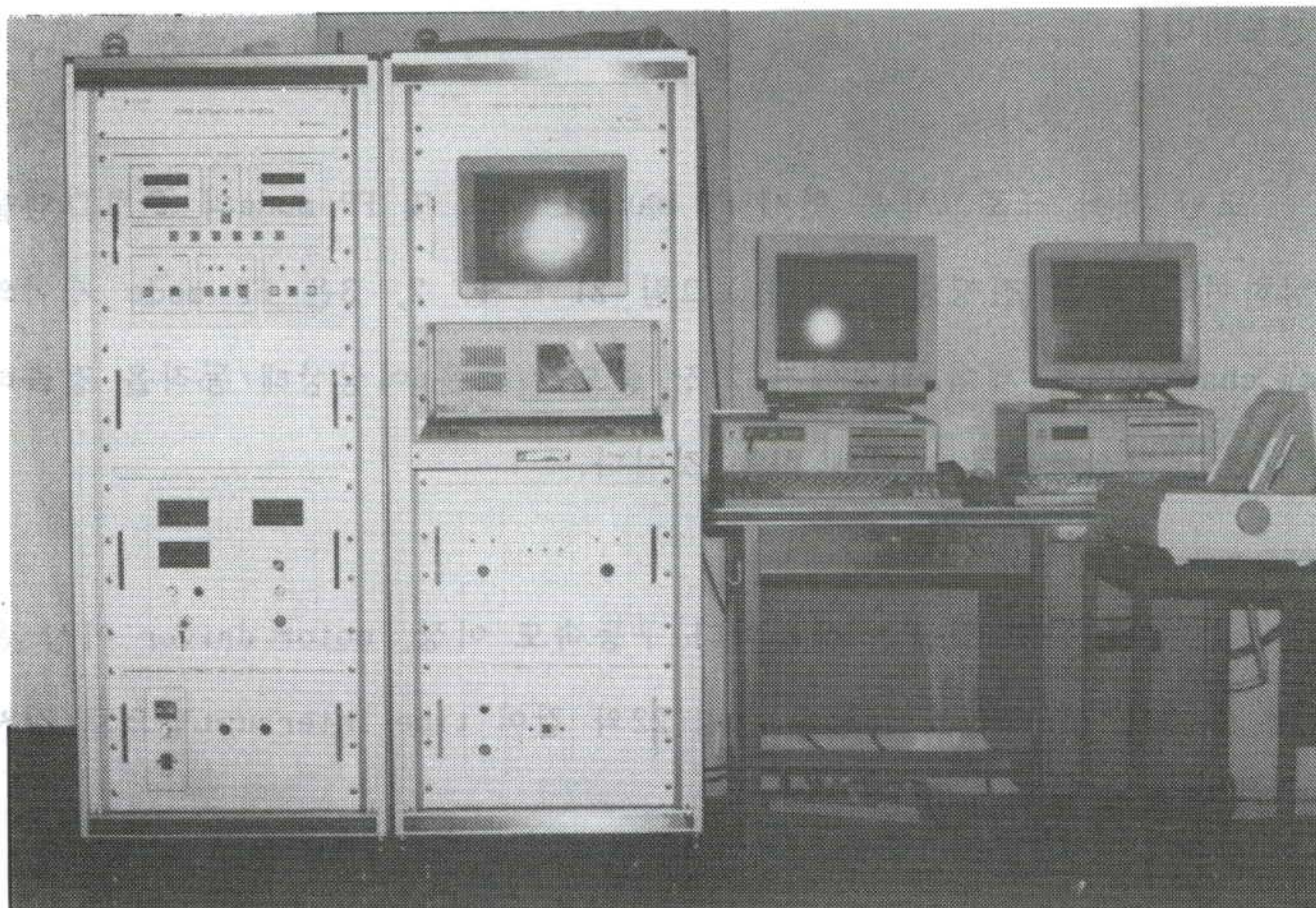


Photo. 5 Front view of the main control system consisted of two racks and two IBM PC/AT computers.

에서 Si ingot 분리를 대기

auto mode 조사과정에서 각종 비정상 상황이 검출되면 경고신호를 발생하면서, 작업정지, Si ingot를 초기위치 또는 비상대기 위치에 회귀하는 등 안전조치를취한다.

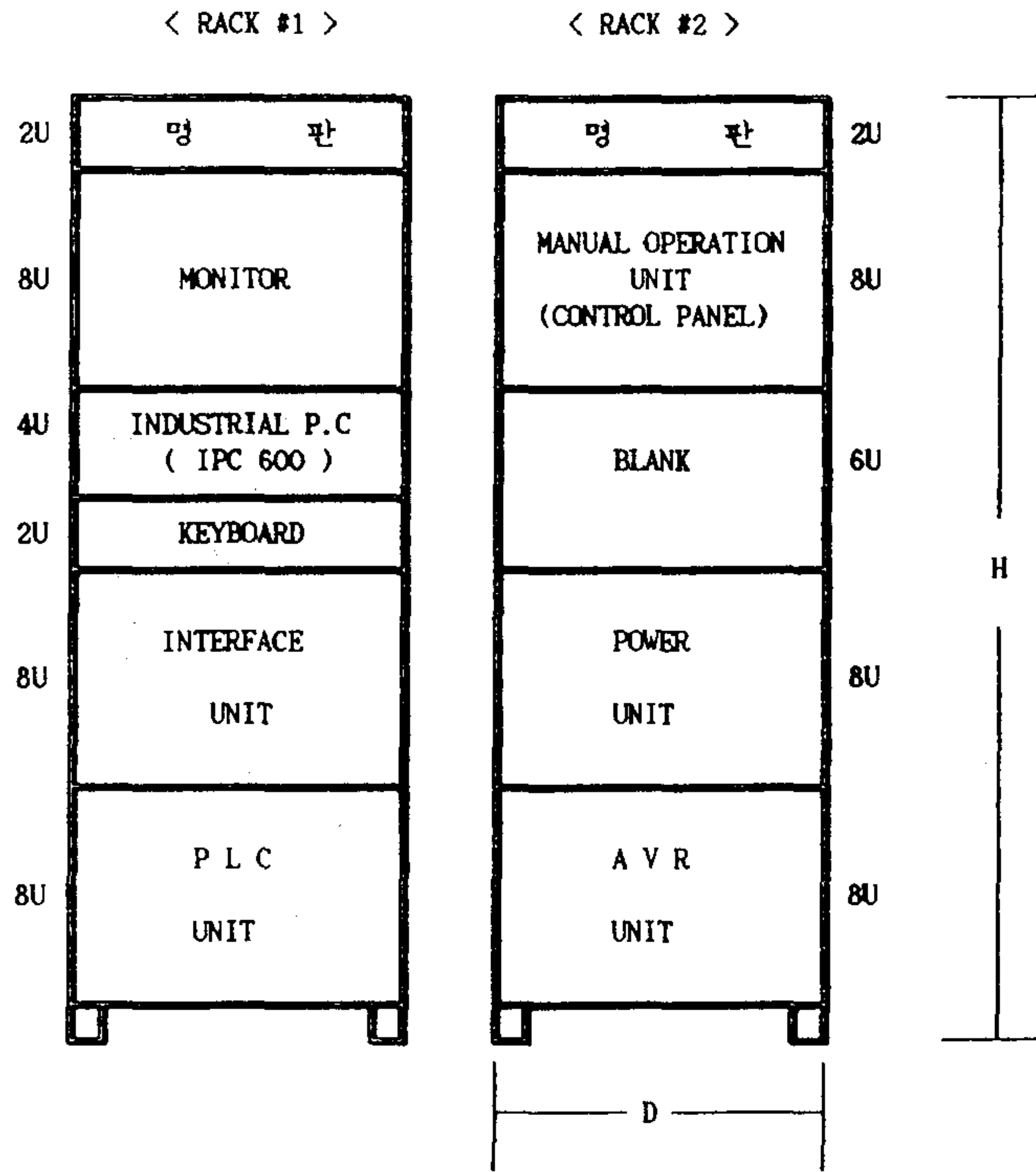
나. 진행현황

그림 16에 보인 것처럼 이 제어장치는 IPC-600(Con-PC)을 중심으로하여 PLC, 제어반, 구동 및 경고 interface 등으로 구성되어 있으며, 2개의 표준 rack에 설치하도록하여 1차 시작하였다.(사진 5) 그림 17, 18은 이 rack의 구성 및 수동 제어반을 보인 것이며, 그림 19, 20는 중요 전자부의 결선도이다.

또한 제어 프로그램은 현재 PC manual mode 및 FP mode의 프로그램을 완성하여 시험을 진행중에 있다. 그림 21 - 1, 2, 3은 FP mode 제어의 flow chart이다. 제어 과정에서 가장 중요한 것은 이상상태/동작을 검출해서 안전한 비상조치를 취하게 하는 것이다.

이상상태/동작 검출은 매초마다 구동속도 이상, motor driver 이상 온도 등 표 3와 같은 11개 상황을 그림 22와 같이 time interrupt법으로 감시하는 방법을 시도하고 있다.

앞으로의 과제는 특히 이 안전조치를 완벽하게 하는 것과 장시간의 시



H : 1620 mm, D : 600 mm, U : Height Unit 1U = 44.45 mm

Fig. 17 Configuration of the two racks for the main control system

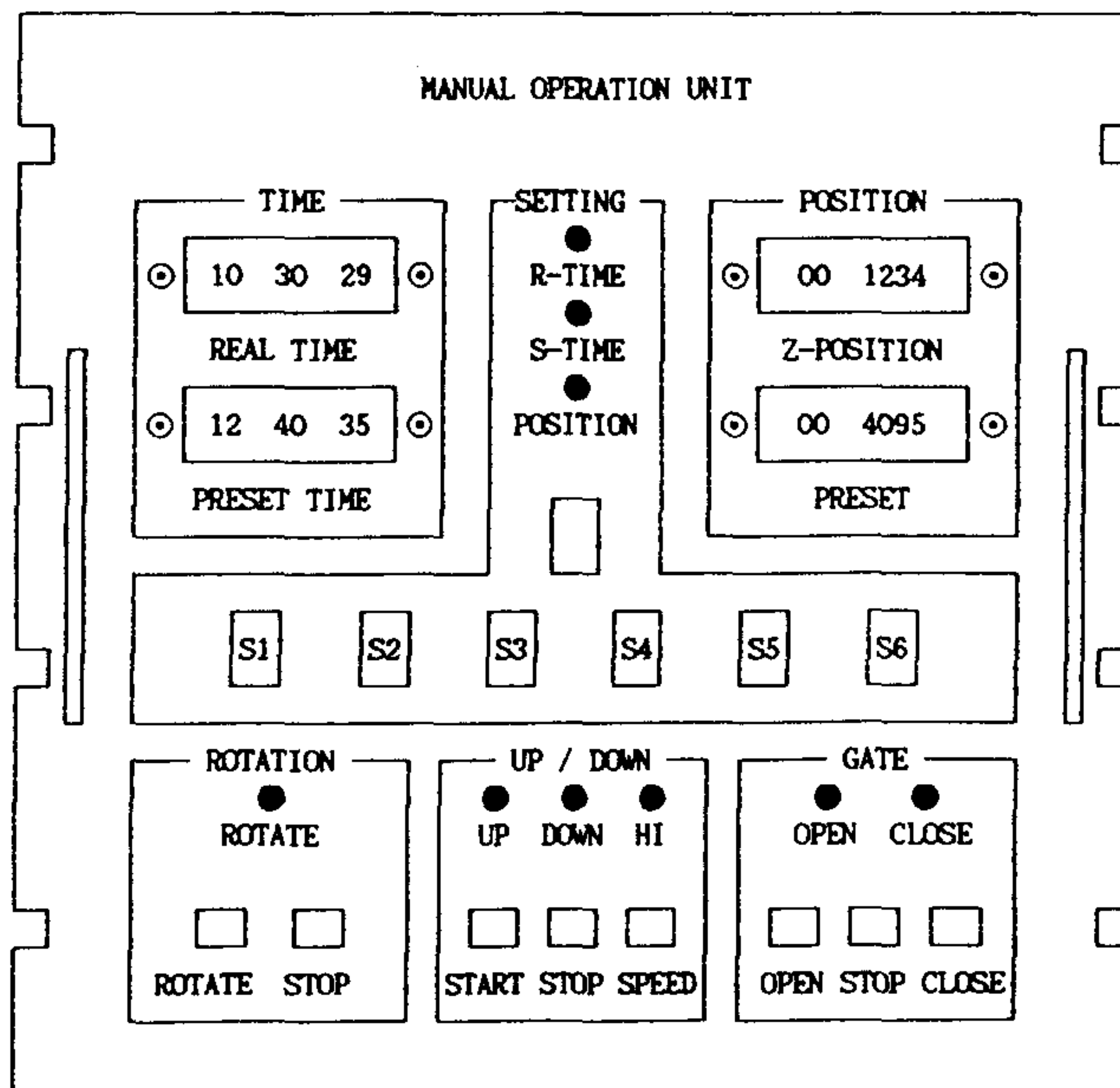


Fig. 18 Configuration of the manual operation unit.

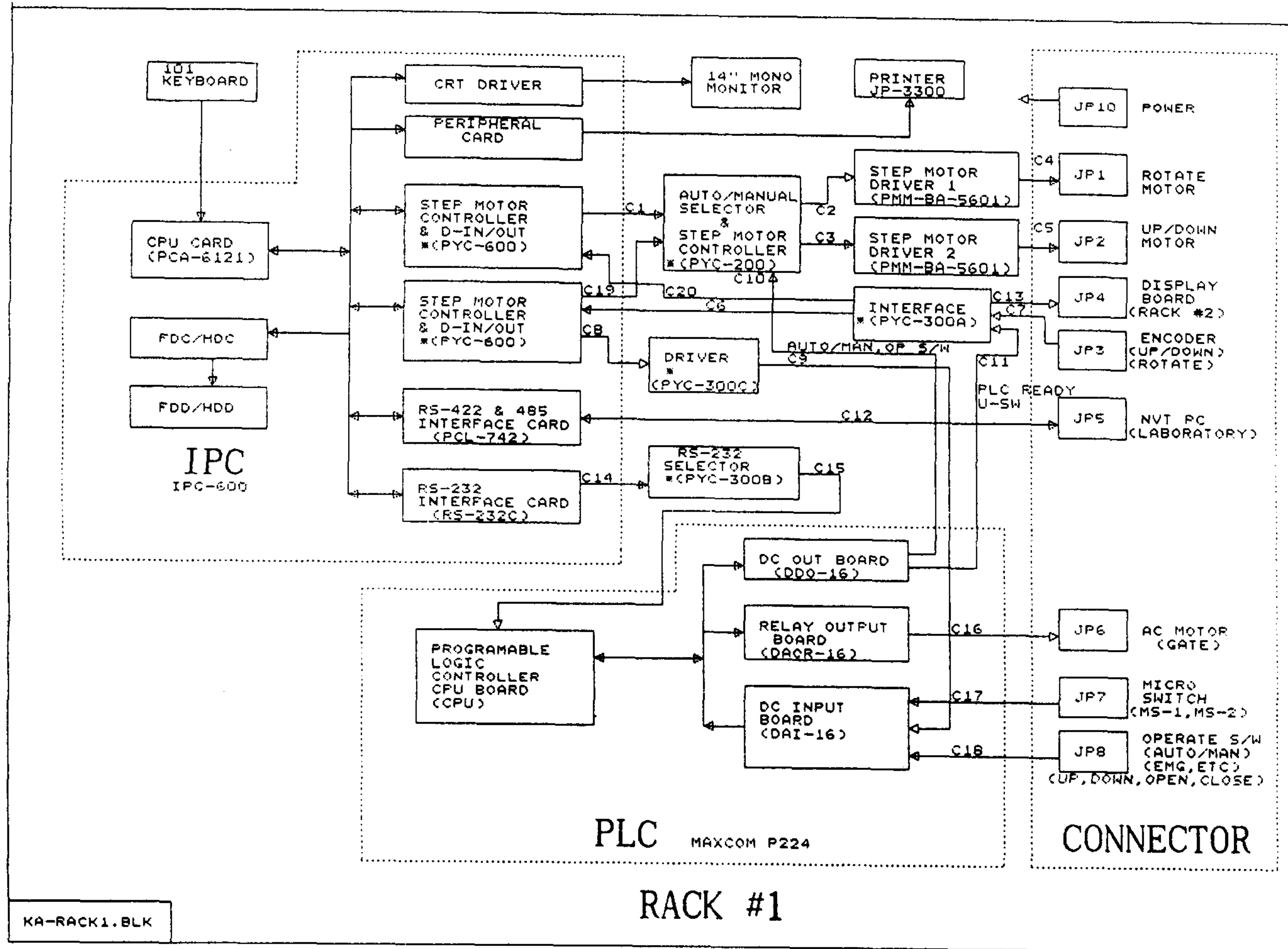


Fig. 19 Block diagram of the control system in the rack 1.

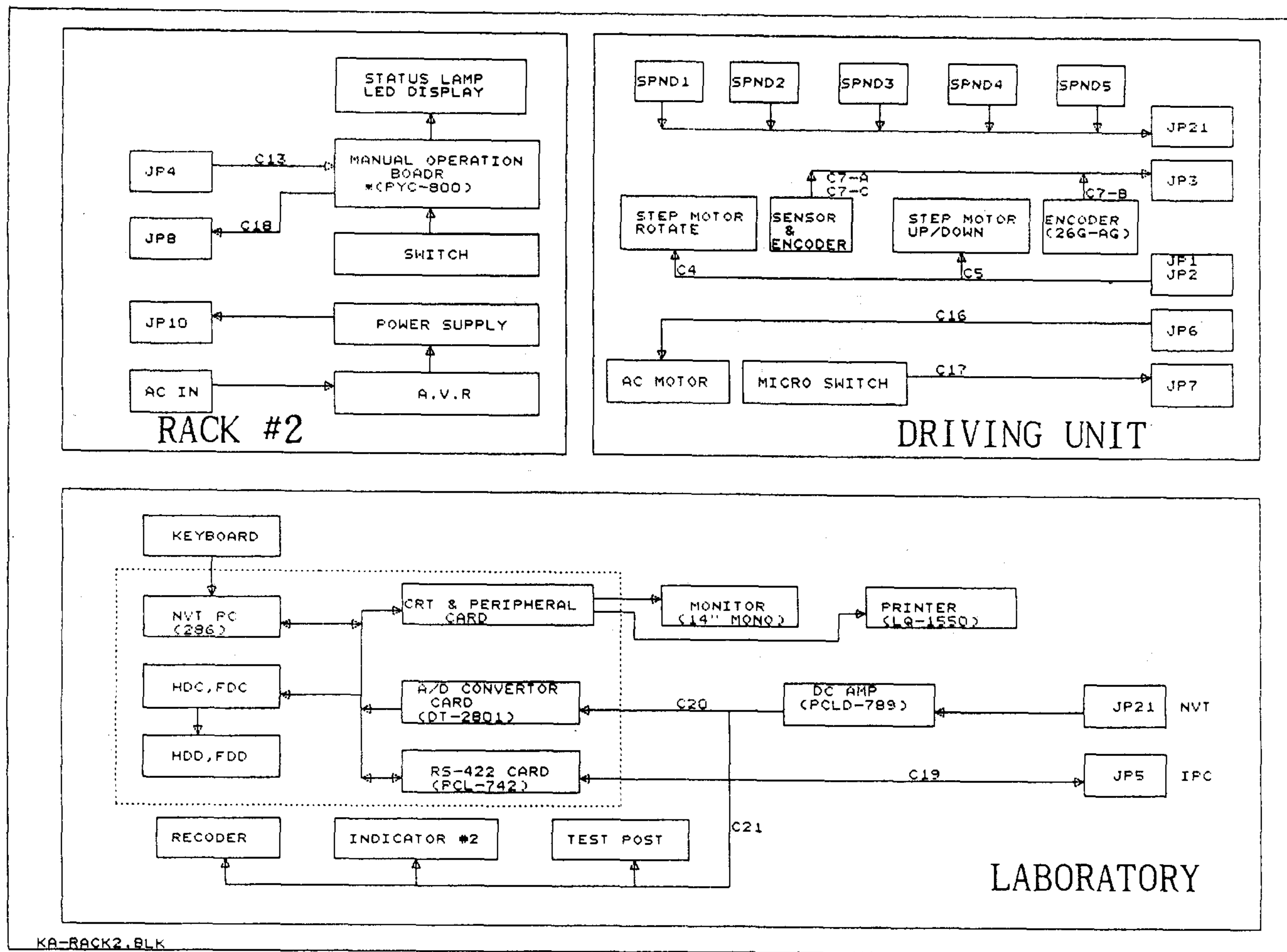


Fig. 20 Block diagram of the control system in the rack 2.

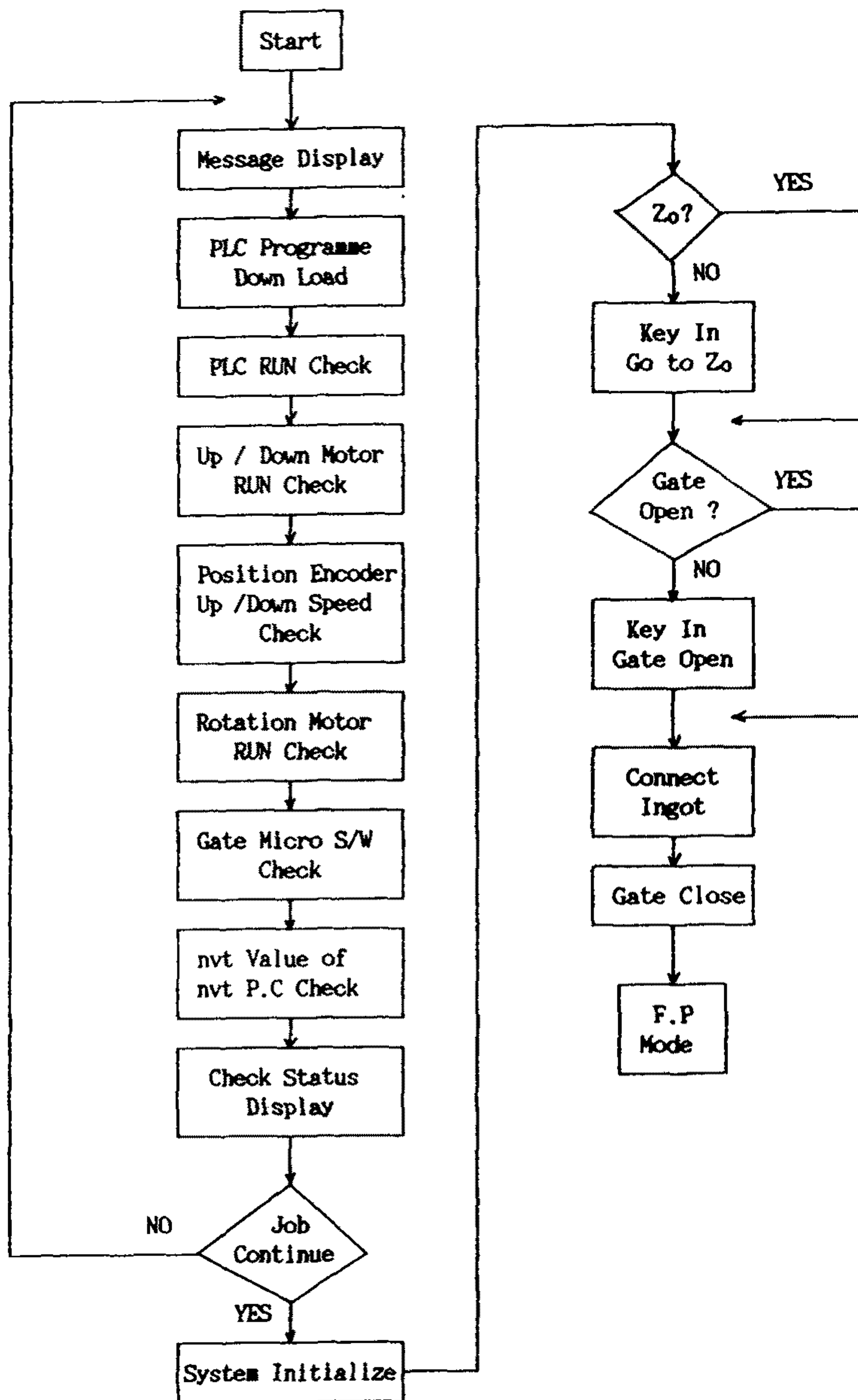


Fig. 21-1 Flow chart for operation of the control system.

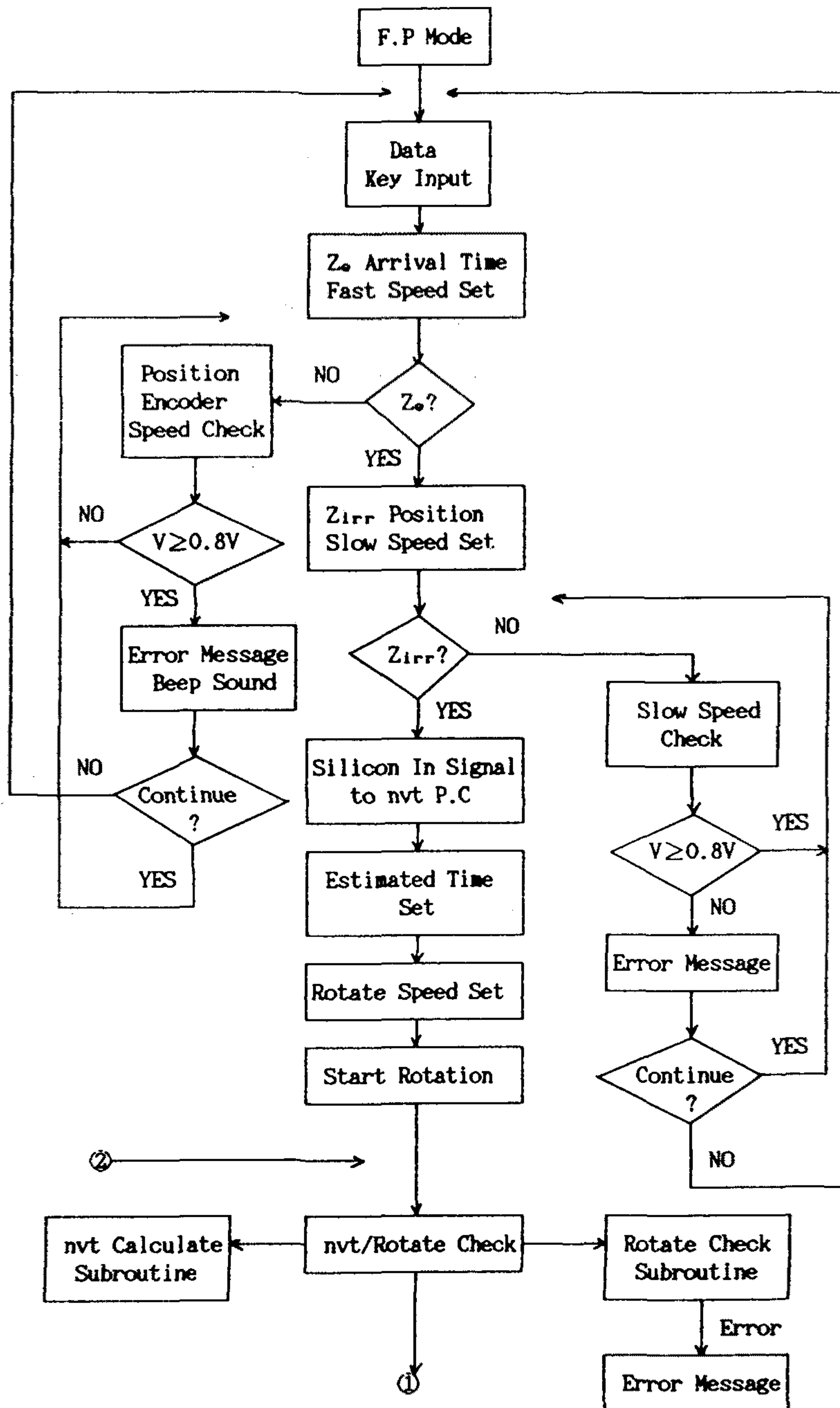


Fig. 21-2 Flow chart for operation of the control system.

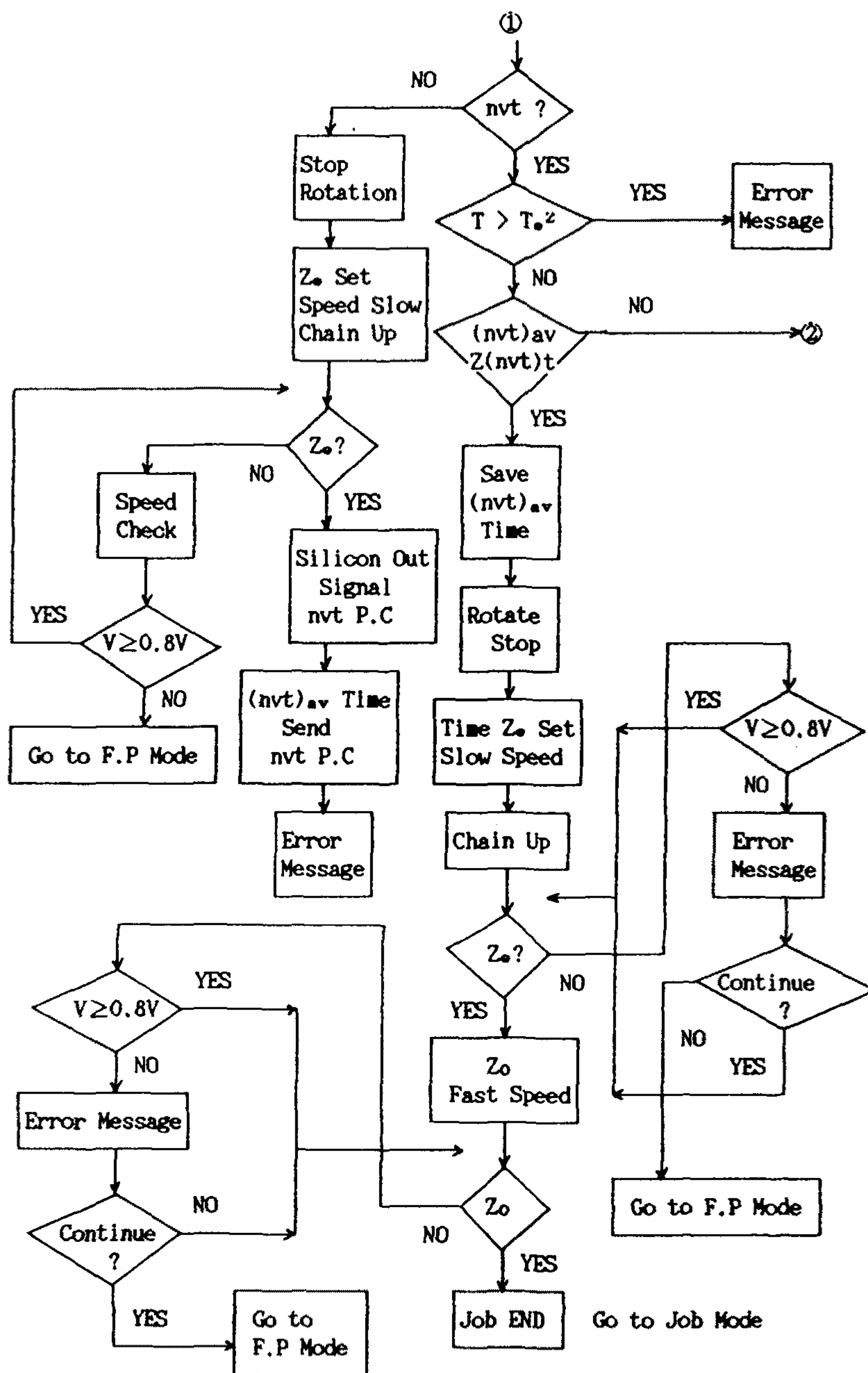


Fig. 21-3 Flow chart for operation of the control system.

험가동을 통해서 rotary connector를 통해 입출입하는 encoder신호 등 logic pulse의 chattering 또는 잡음에 대한 영향 유무를 조사하는 것이다.

다. 목표 달성도

1)보완 및 개량점

- 가) 정속도 이동법 제어 및 승강운동의 이상속도 검출을 위해서는 현재의 위치 검출용 encoder 분해능(4096/Rev)이 너무 낮음.
- 나) 원자로 상부의 제한된 공간 때문에 전자제어장치의 소형화
- 다) Con-PC의 현 B/W CRT를 color화
- 라) 조사진행 과정에서 증성자속 변화에 따르는 조사완료 예정시간을 계속 수정 표시

Table. 3 Check list for errors on the control system

No.	감시기능	검출방법	Program상의 조치사항	작업자의 조치사항	적용구간
1.	Mode Auto/Manual	Digital Input Port로 받아들여 현재의 Mode Switch 상태를 감시. (Auto:Computer, Manual:Control Panel)	작업정지, 대기, Message Error 사항을 제거후 Enter Key를 누르면 계속.	Interface Unit의 Mode Switch를 확인후 Auto로 놓는다.	Start → Irradiation을 마치고 Z ₀ 까지.
2.	Z-Position 정지상태	Z _{p t} > Z _{p t-1} ±1 조건을 계속 감시하여 부적당하면 Feedback 처리.			Start → Gate Open.
3.	Zirr Position 정지상태	Z _{irr Pt} > Z _{irr Pt-1} ±1 조건을 계속 감시하여 부적당하면 Feedback 처리.	Rotation을 멈추고 Z ₀ 로 옮긴다.	기계구동장치를 점검하고 Handle로 Z ₀ 위치로 옮김.	Zirr → Irradiation
4.	Step Motor Driver	Step Motor Driver의 이상상태 출력을 Digital Input Port로 받아들여 Register Bit 상태를 감시. (H 정상, L 이상)	No. 1 사항과 동일.	Interface Unit의 Power를 Reset 시킨다.	Start → Irradiation을 마치고 Z ₀ 까지.
5.	Communication Status	nvt P.C에서 매 1분마다 SPND Data를 Control P.C(IPC 600)로 전송하는데, 65sec(5sec Margin)가 넘도록 수신이 안되면 Communication Error 발생. (RS422 방식, 1,2차 경보 처리)	작업정지, 대기, Z ₀ 로 Ingot를 옮긴다.	RS422 Cable과 nvt P.C의 동작상태를 점검한다.	Gate Close → Irradiation을 마칠때 까지.
6.	Up / Down Speed	Position Encoder의 절대값을 1초마다 Check 하여, 3 < ΔZ < 5의 값과, 1 < ΔZ < 3의 조건을 만족하여야 한다.	현위치에 정지하고 1급비상신호를 내어 적색경보등을 점등한다.	Position Encoder, Interface Card 회로 및 기계구동 장치의 상태를 점검한다.	Gate Open → Z ₀ . Gate Close → Zirr. Irradiation후 → Z ₀ .
7.	Rotation Speed	Incremental Encoder의 Pulse를 1초동안 Count 하여 1RPM 일때의 Pulse수에 Margin 을 더하여 일정범위 내에 있는지를 감시.	Rotation을 멈추고 Z ₀ 로 옮긴다.		Zirr → Irradiation 끝날때 까지.
8.	Gate Normal Status	Micro Switch의 상태를 Digital Input Port로 받아들여 Open / Close 상태를 감시 한다.	작업정지, Message	Micro Switch 및 AC Motor의 전원 상태를 점검한다.	Start → Gate Open. Gate Open → Z ₀ . Z ₀ → Gate Close.
9.	PLC Run Check	PLC DC Out Card의 Output Port를 감시. (정상 동작일때 Digital Signal 0 또는 1을 출력 한다.)	No. 1 사항과 동일.	PLC Mode의 RUN에 점등이 되어있나를 확인하고, DOS 상태에서 Ladder Program을 다시 Down Load 시킨다.	Start → Zirr.
10.	nvt Warning	nvt P.C에서 1분마다 SPND값을 주어진 Φ _{min} 값과 비교 Check하여 조건을 만족하지 못하면 Error Signal을 발생. (SPND 불량 특성저하)	Rotation을 멈추고 Z ₀ 로 옮긴다.	SPND 및 nvt P.C를 점검한다.	Z ₀ → Zirr. Zirr → Irradiation
11.	Load				

* 적용구간 : 1. Start → Gate Open. 2. Gate Open → Z₀. 3. Z₀ → Gate Close. 4. Gate Close → Z₀.
5. Z₀ → Zirr. 6. Zirr → Irradiation. 7. Irradiation후 → Z₀.

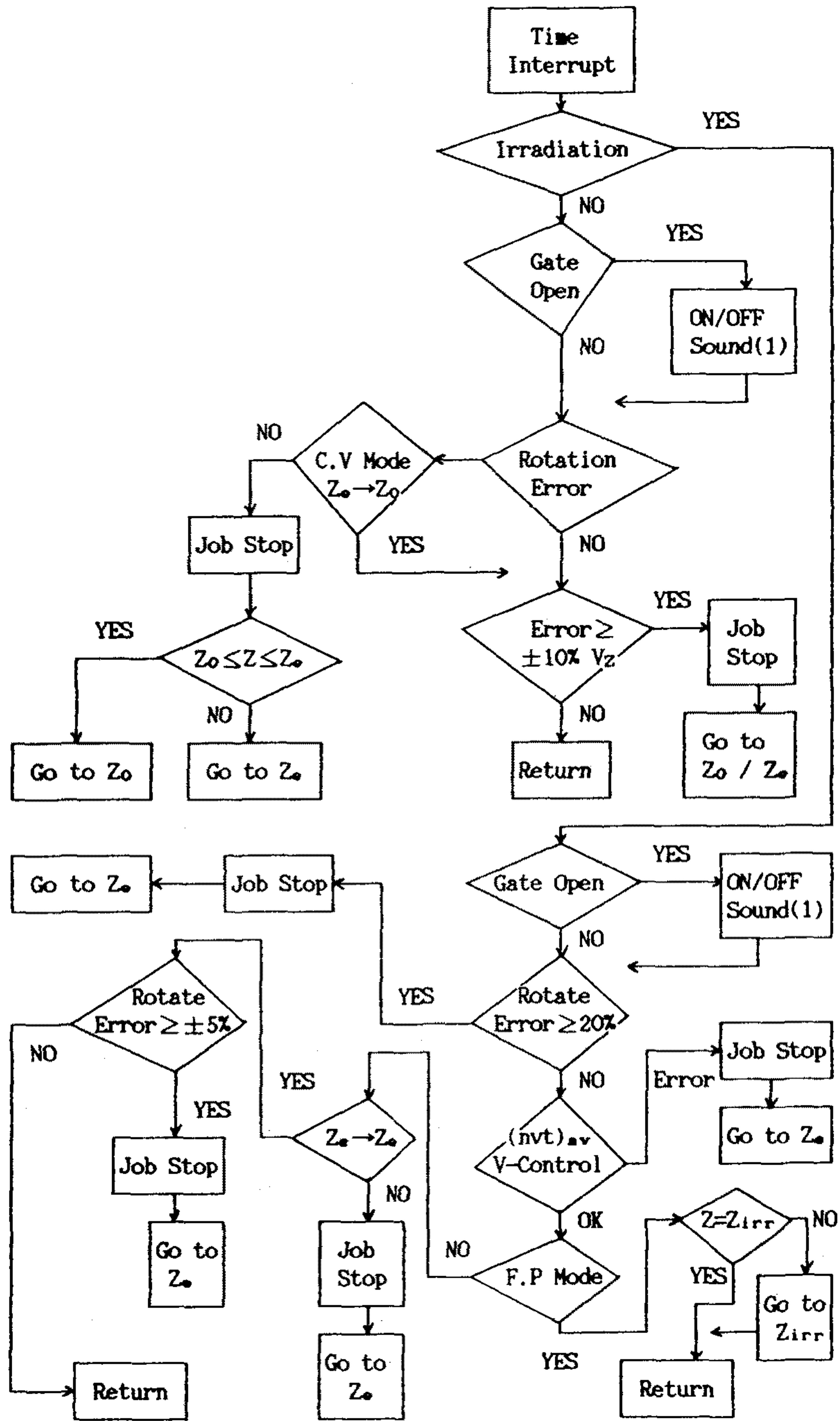


Fig. 22 Flow chart for the errors checking and its service.

제4절 중성자 절대속 분포측정 및 선질평가

NTD조사관내 중성자속분포의 정밀한 절대측정은 Si 조사방법결정, 조사관 설계, 저항율분포의 균일도 향상 및 목표저항을 정밀제어 등 NTD 기술개발의 중요 과제의 하나이다. 그 구체적인 목적은 다음과 같은 자료를 얻는 것이다.

- (1) 조사관내 열중성자속의 축방향 및 경방향 분포
- (2) 조사관내에 여러가지 제원의 Si ingot 도입에 따르는 ingot 내외의 열중성자 분포변화
- (3) 핵연료주기, 즉 핵연료 연소 및 제어봉 배치 변동에 따르는 열중성자속 분포변화
- (4) 열외중성자, 속중성자 및 γ 선 성분 측정 등 선질평가

원자로심 반사체내에 복잡한 구조를 가지는 국소적인 NTD 조사관내의 중성자속밀도분포는 계산으로는 정밀한 정보를 얻을 수 없고 직접적인 측정에 의존할 수 밖에 없으며, 그 대표적인 방법은 중성자장 각 위치에서 일정시간 조사된 검출박의 유도방사능을 절대측정하는 것이다.

검출박에 의한 열 및 열외중성자속 측정에 관련된 이론적인 검토와 붕괴율의 정밀측정을 위한 β - γ 동시계수장치 준비에 대해서는 1,2차년도에 보고한 바 있으며, (1,2) 아래에 속중성자속 측정법, 검출박조사도구 기본설계 및 검출박 방사능 절대 측정법 등의 진행에 대해서 기술하였다.

1. 속중성자 평가

원자로의 중성자스펙트럼은 일반적으로 그 에너지에 따라 열, 열외 및 속중성자의 3군으로 나누며, 각군의 스펙트럼은 각기 다른 함수로 그 형태가 표현된다.

'88-'89에는 원자로 중성자스펙트럼중 dopant 형성에 기여하는 열 및 열외중성자의 절대속을 검출박법에 의해 측정하는 방법을 연구하고 이에 필요한 자료들을 수집한 바 있다. 이어서 당해년도에는 Si 결정에 방사선손상을 줄 수 있는 속중성자 측정에 관한 연구를 수행하였다.

원자로에 있어서 속중성자스펙트럼의 대표적인 것으로서 핵분열스펙트럼을 들 수 있으며, 물리적인 의미는 다르지만 열중성자에 대한 맥스웰분포와 같이 속중성자스펙트럼의 하나의 기준으로 고려된다. ^{235}U 의 핵분열스펙트럼은 실험식으로서 이미 몇개가 구해져 있으며, 그 대표적인 것으로서는 다음과 같은 것이 있다.(9)

$$\phi_f(E) = 0.484 \exp(-E) \sinh(2E)^{1/2} \quad (\text{Watt}) \quad (16-a)$$

$$\phi_f(E) = 0.453 \exp(-1.036E) \sinh(2.29E)^{1/2} \quad (\text{Cranbery}) \quad (16-b)$$

$$\phi_f(E) = 0.770 E^{1/2} \exp(-0.776E) \quad (\text{Leachman}) \quad (16-c)$$

그림23은 전속중성자속을 $1 \times 10^{12}/\text{cm}^2\text{sec}$ 라고 가정하고 (16-c)를 이용하여 구한 미분 속중성자 스펙트럼 $\phi(E)$ 및 적분 속중성자 스펙트럼 $\phi(E' \geq E)$ 를 보인 것이며, 식 (16-a, b)도 거의 비슷한 결과를 보였다.

속중성자는 대부분의 경우 일차적으로 (n, γ) 반응보다는 (n, p) , $(n, 2n)$, (n, α) 등의 반응을 일으킨 후 안정준위로 떨어지는 과정에서 γ -선을 발생하는데, 그 반응단면적이 열/열외 중성자에 비해 매우 작다. 또한 이러한 반응들은 특정한 문턱에너지 이상에서만 일어나는 특징을 가지고 있으며 이러한 점을 이용하여 조사된 검출박의 방사능으로부터 속중성자스펙트럼을 측정한다.

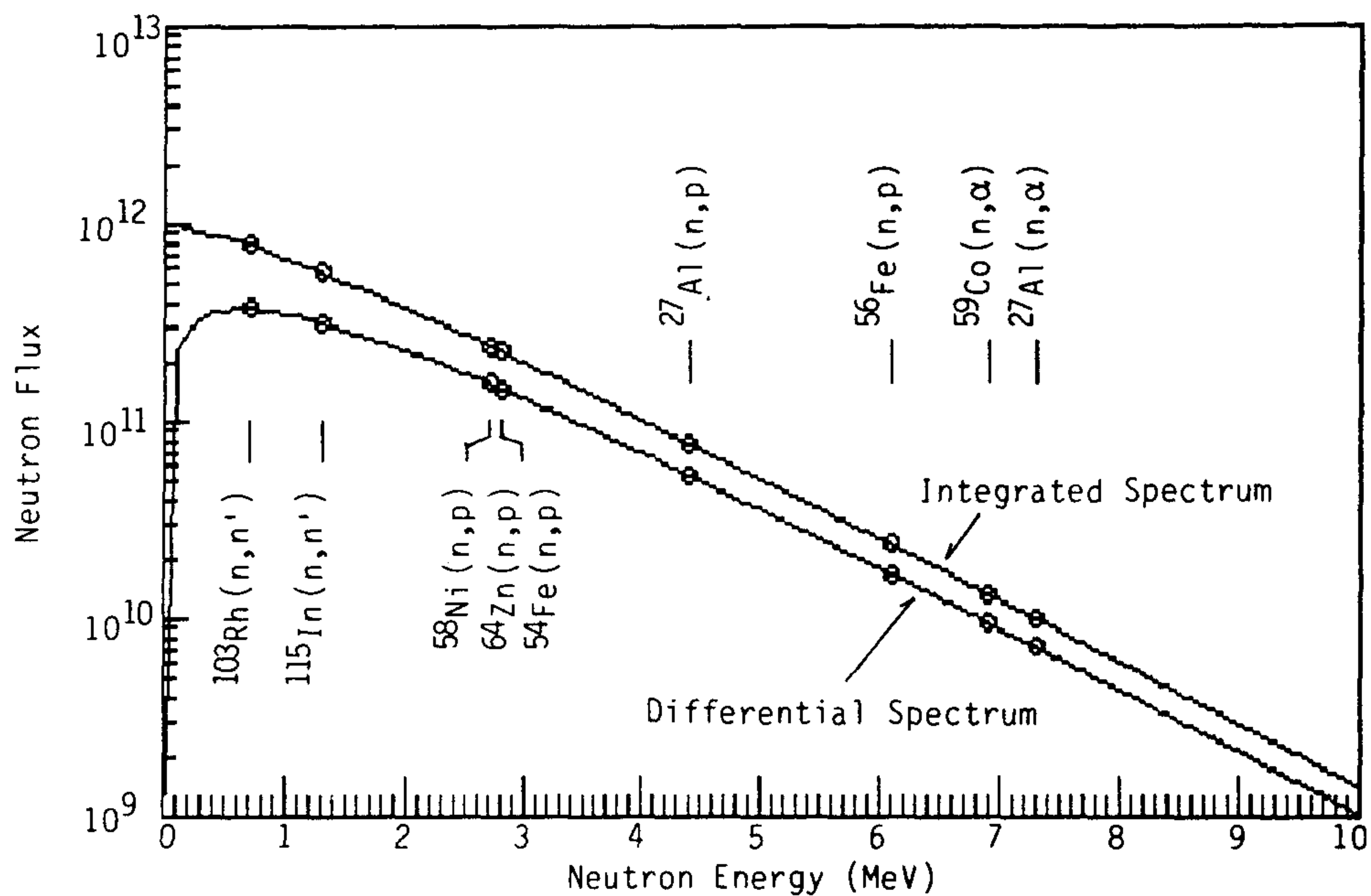


Fig. 23. The differential and the integrated spectrum of fast neutrons. Total flux is assumed to be $1 \times 10^{12}/\text{cm}^2 \text{ sec}$.

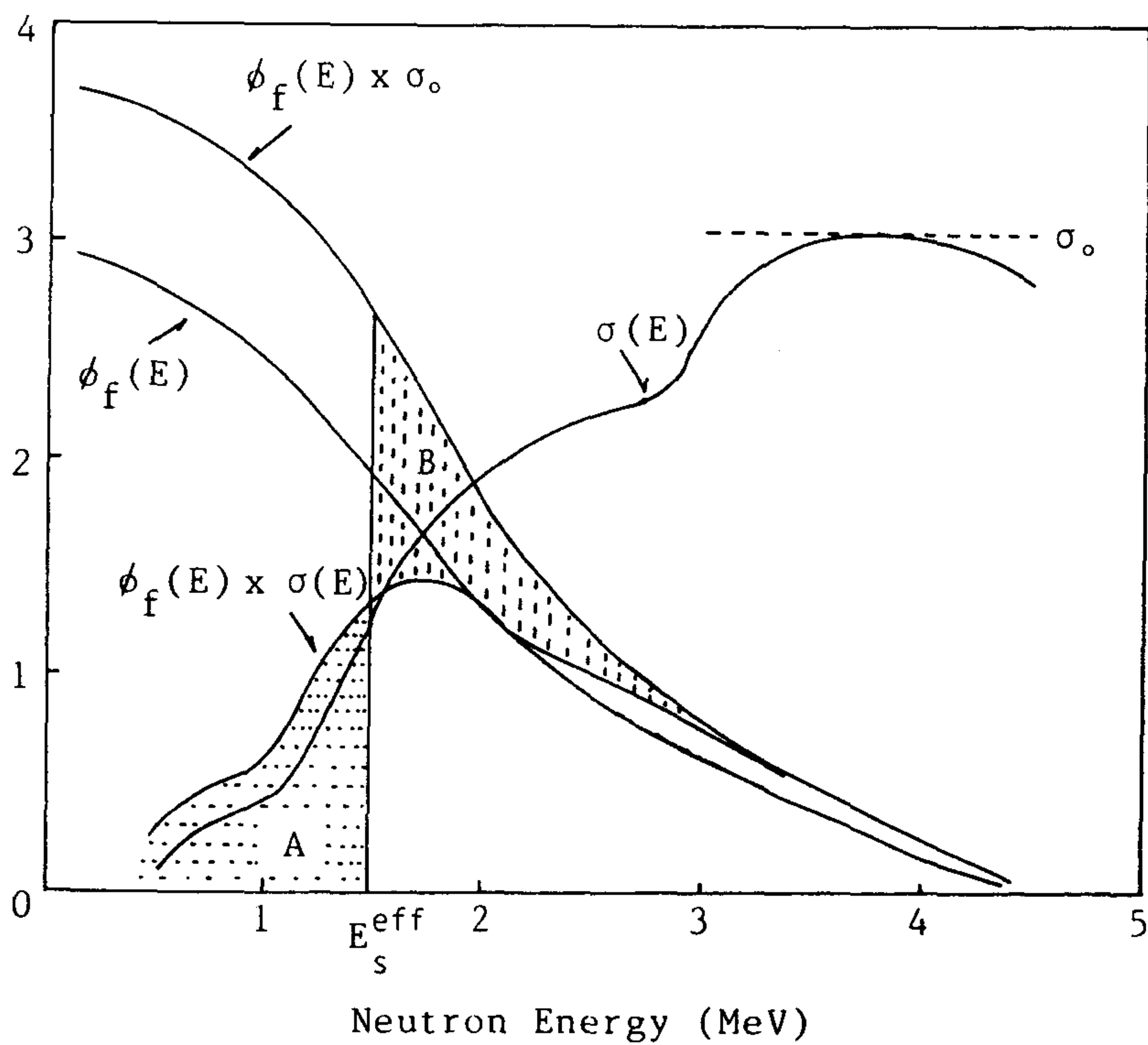


Fig. 25. Definition of effective threshold energy E_s^{eff} by Hughes' method.

가. Threshold Detector의 특성

얇은 원반형 threshold detector의 방사화는 다음과 같이 주어지며, 고에너지에서의 반응단면적은 산란과 자기차폐가 무시될 수 있을 정도로 작다.

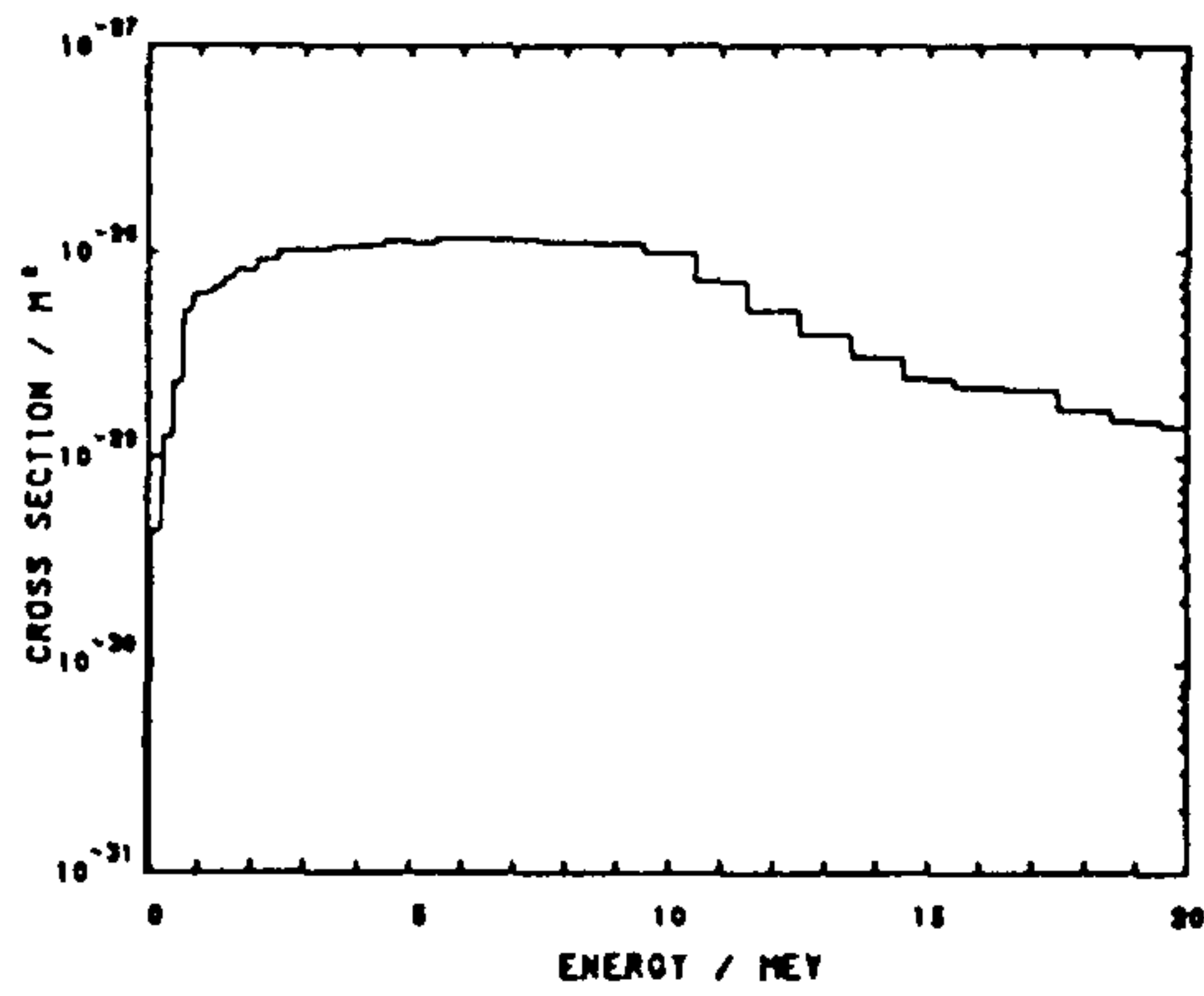
$$C = Nd \int_0^{\infty} \sigma_{act}(E) \phi(E) dE \quad (17)$$

N : 단위부피내 검출박 원자수 (atoms/cm³)
 d : 검출박 두께 (cm)
 σ_{act} : 반응단면적 (cm²)
 $\phi(E)$: 중성자속 (neutrons/cm² sec)

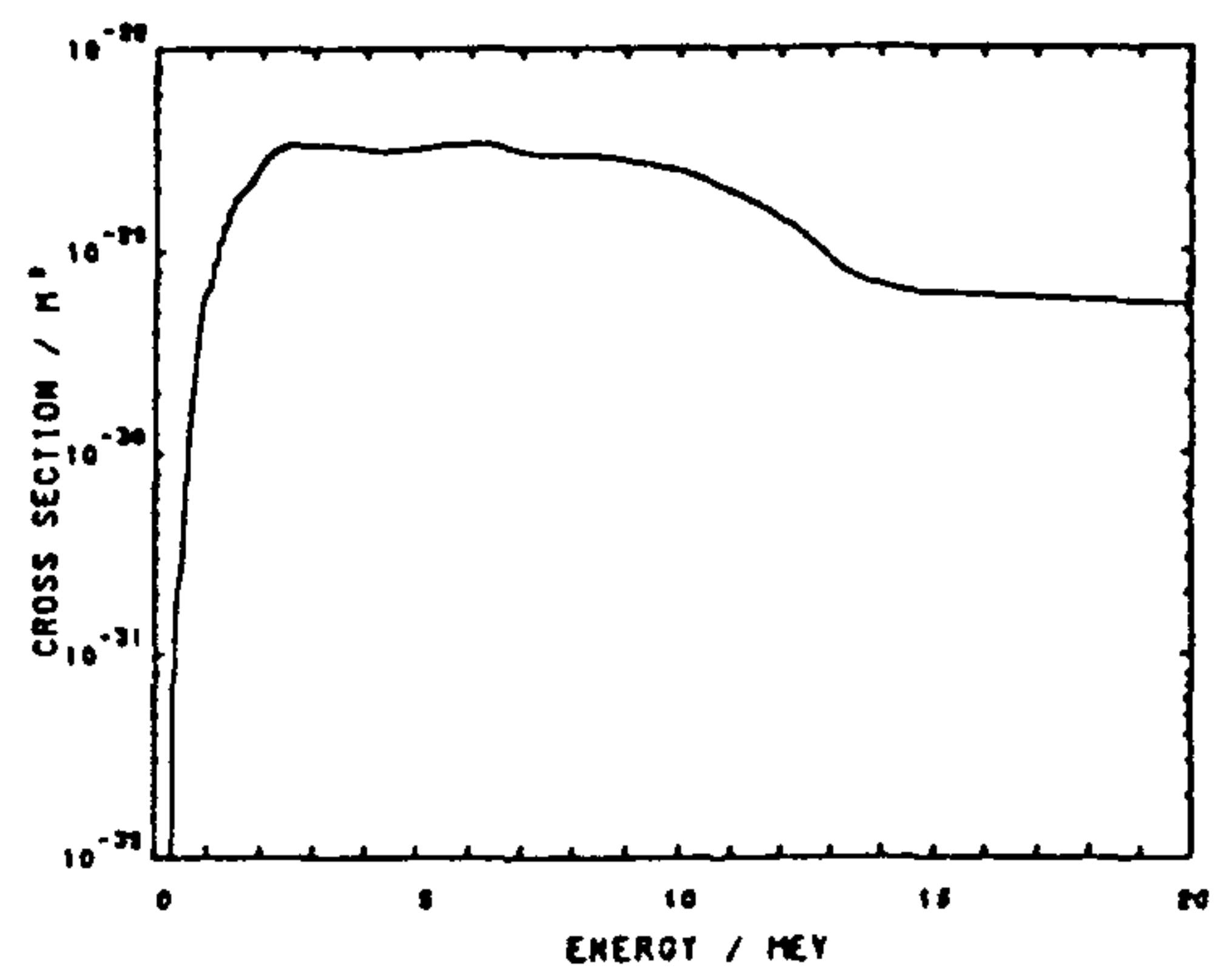
Threshold detector를 이용한 측정에서 가장 어려운 점은 속중성자속 $\phi(E)$ 와 단면적 $\sigma_{act}(E)$ 의 에너지 의존성이 대개 매우 복잡하다는 것이다. 약간의 경우에 있어서 방사화 단면적의 에너지 의존성은 알려져 있으나, 중성자속의 에너지 의존성은 정확히 알려져 있지 않다.

이상적인 threshold detector의 방사화 단면적은 문턱에너지 E_s 이하에서는 0이고 E_s 이상에서는 σ_0 인 계단함수의 특성을 갖는다. 따라서 방사화는 $\sigma_0 \int_{E_s}^{\infty} \phi(E) dE$ 에 비례하게 되고, 측정에 의해 에너지가 E_s 이상인 적분속(integrated flux)을 얻게 된다.

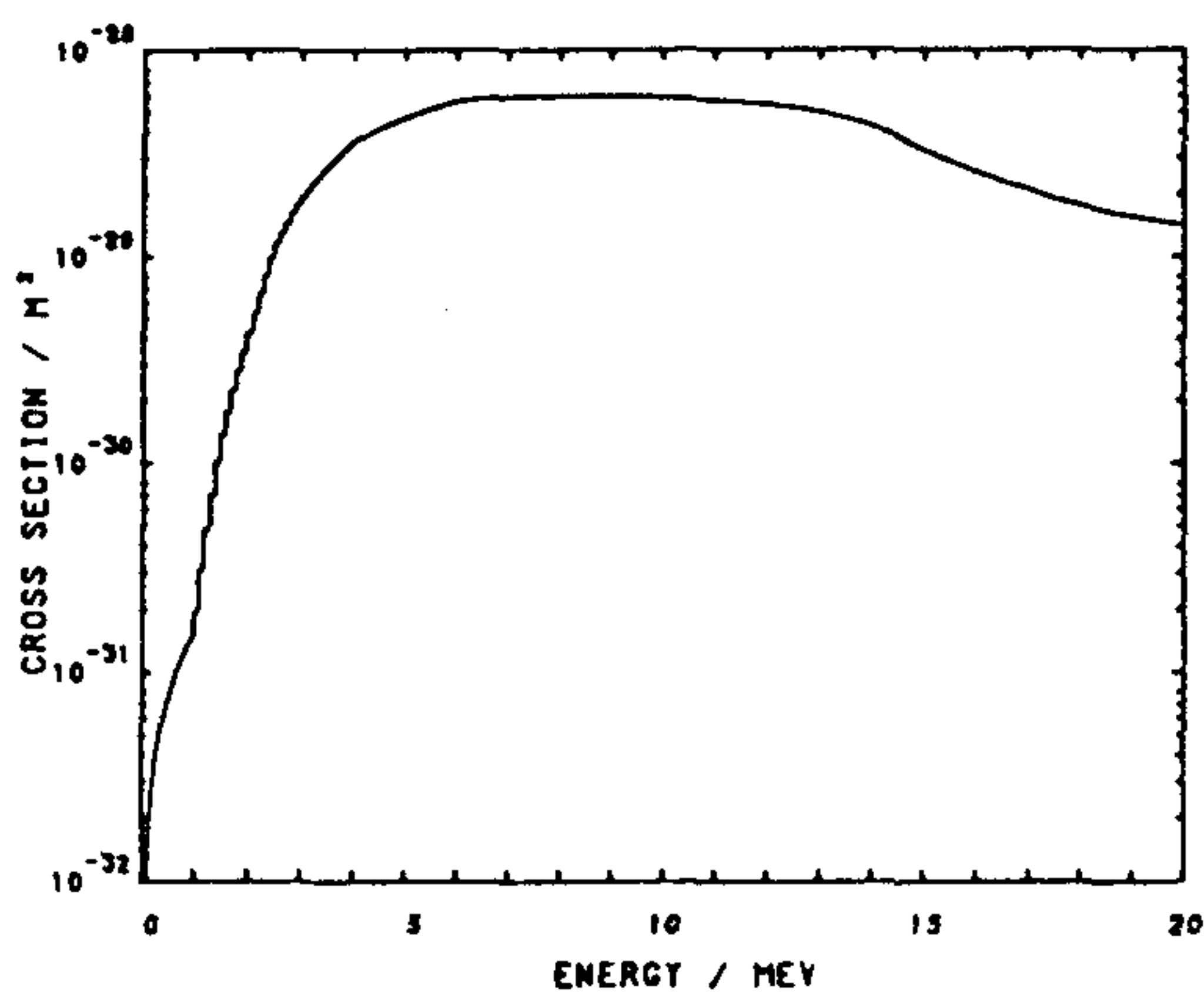
그러나 그림24의 대표적인 검출박에 대한 에너지에 따른 반응단면적에서 보는 바와 같이, 실제적인 단면적의 에너지 의존성은 계단함수로부터 비교적 많이 벗어나있는 편이다. 하지만 유효문턱에너지(effective threshold energy ; E_s^{eff})를 사용하여 계단함수의 특성을 이용할 수 있으며, 유효에너지의 의미는 이 에너지 이하의 중성자에 대해서는 아무런 반응이 일어나지 않고, 모든 반응이 그 이상의 중성자에 의해 유효단면적에 비례하여 나타난다고 보는 경계로서 그림25에서 면적 A와 B가 같아지는 에



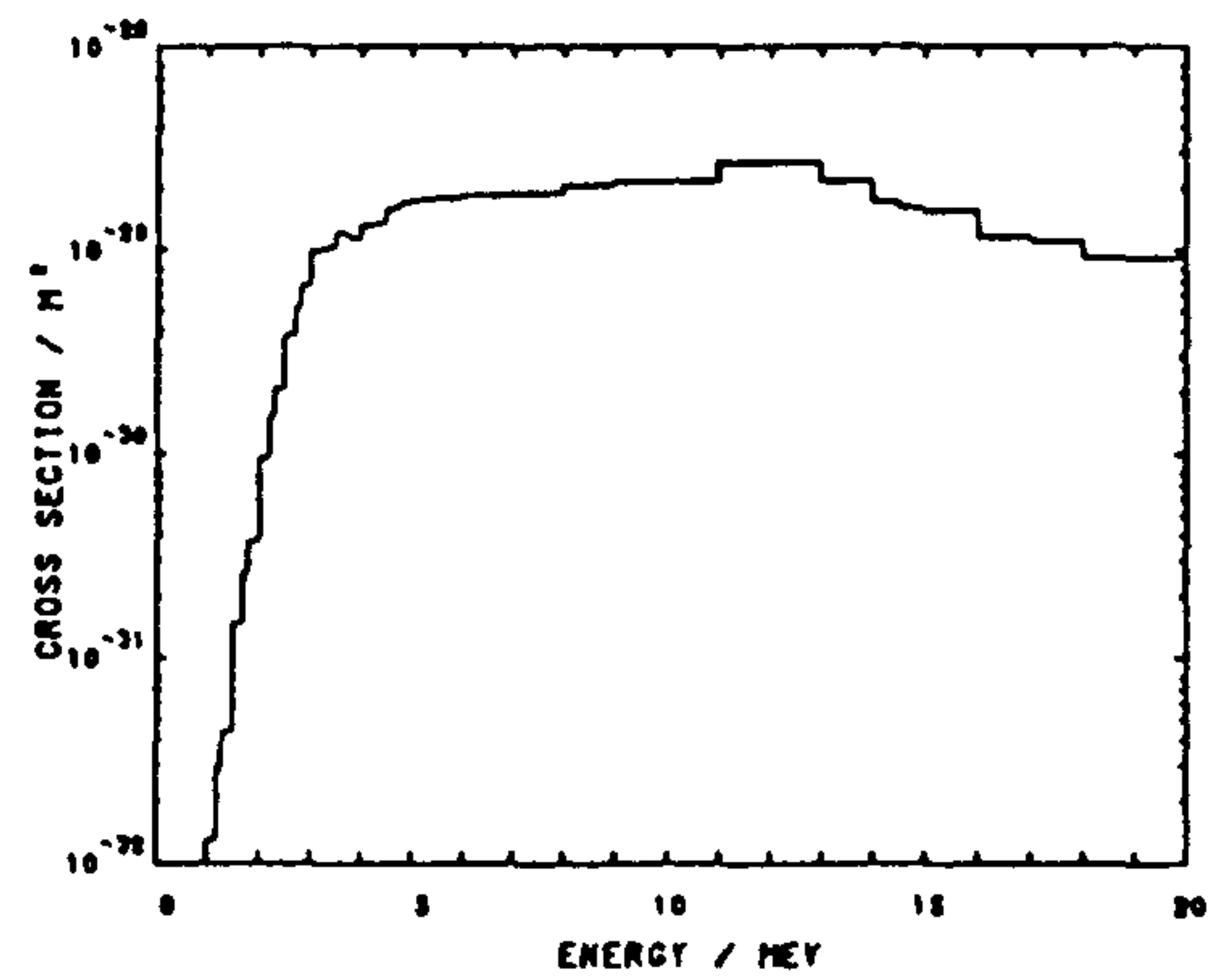
(a) $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$



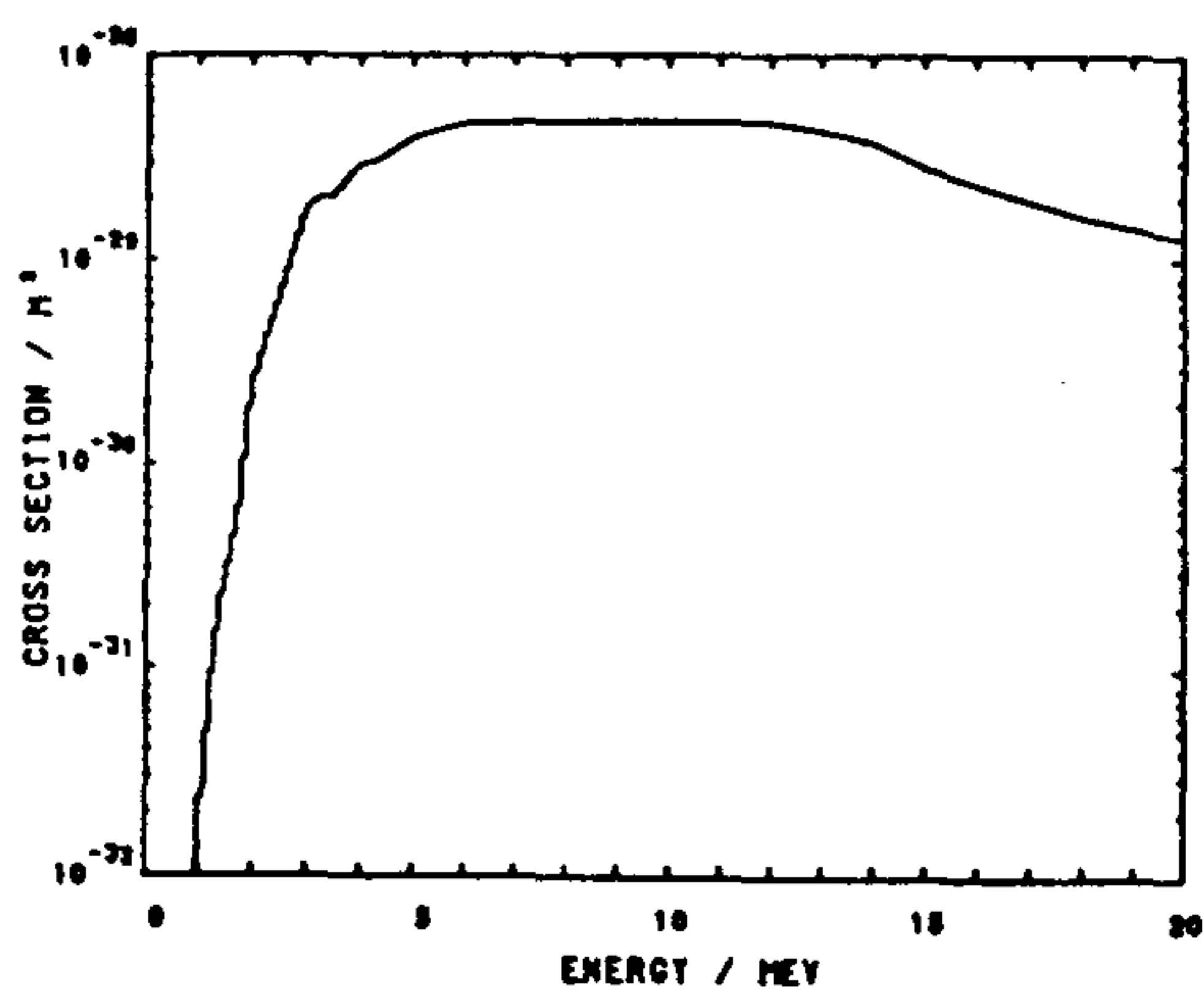
(b) $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$



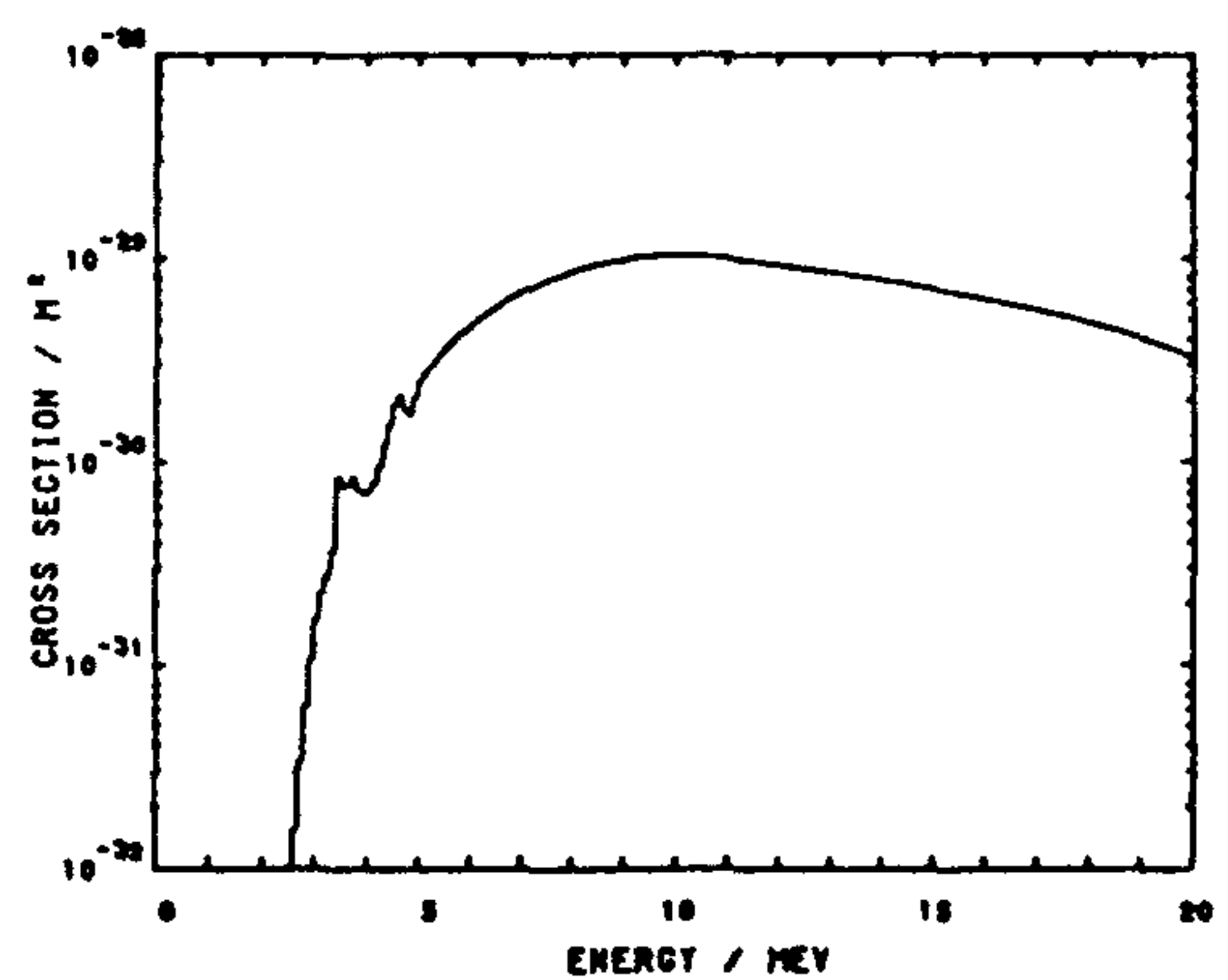
(c) $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$



(d) $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$

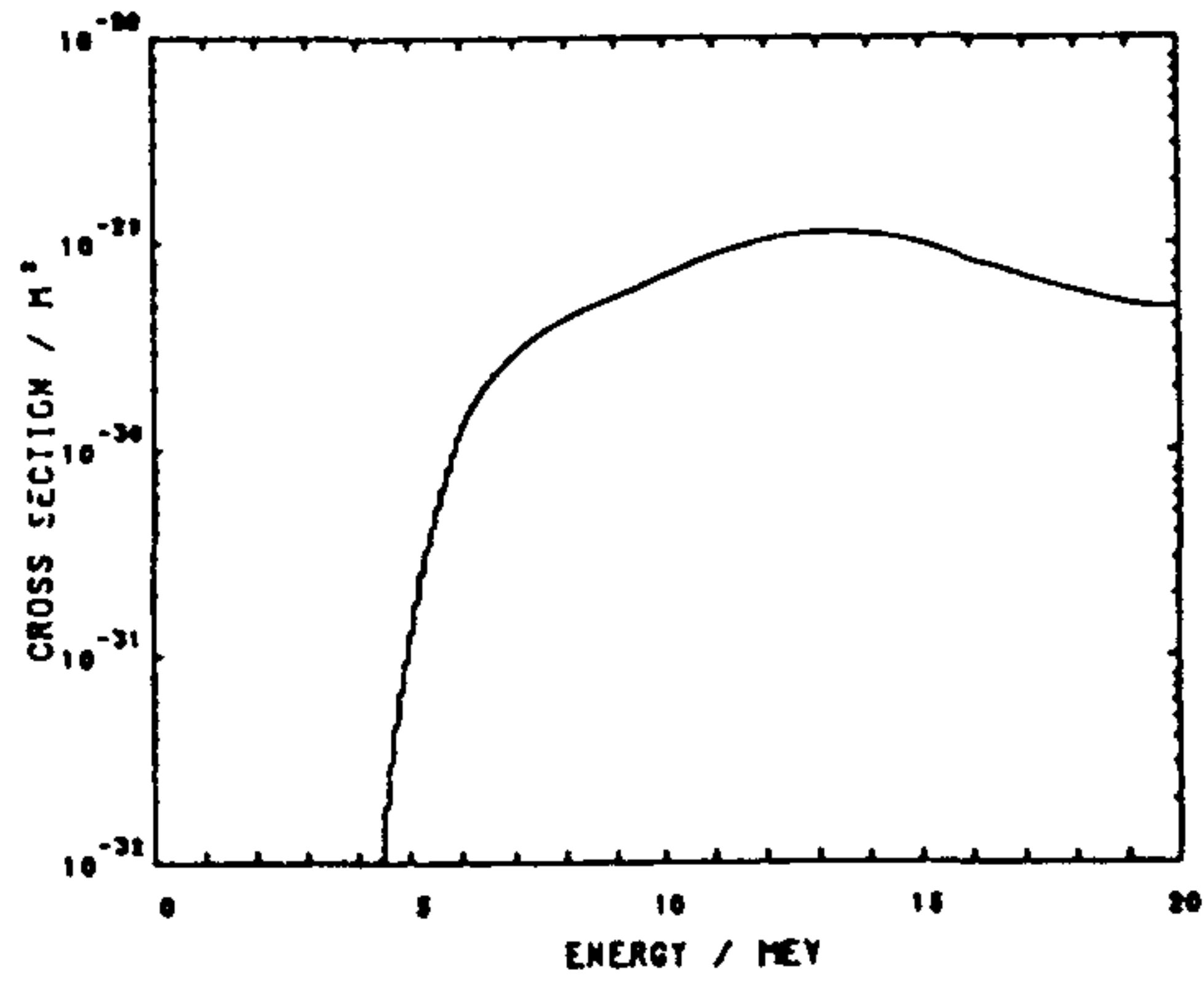


(e) $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$

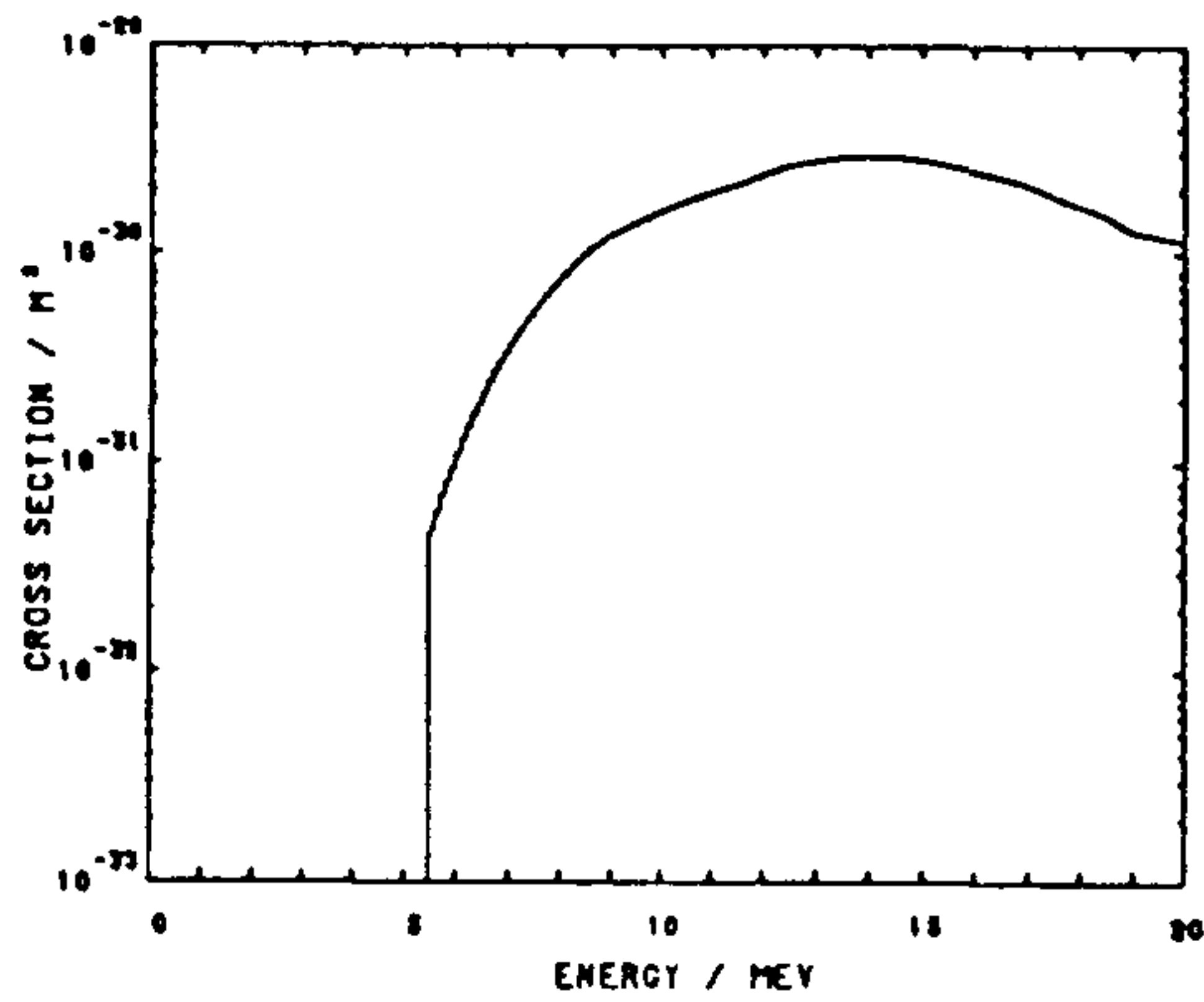


(f) $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$

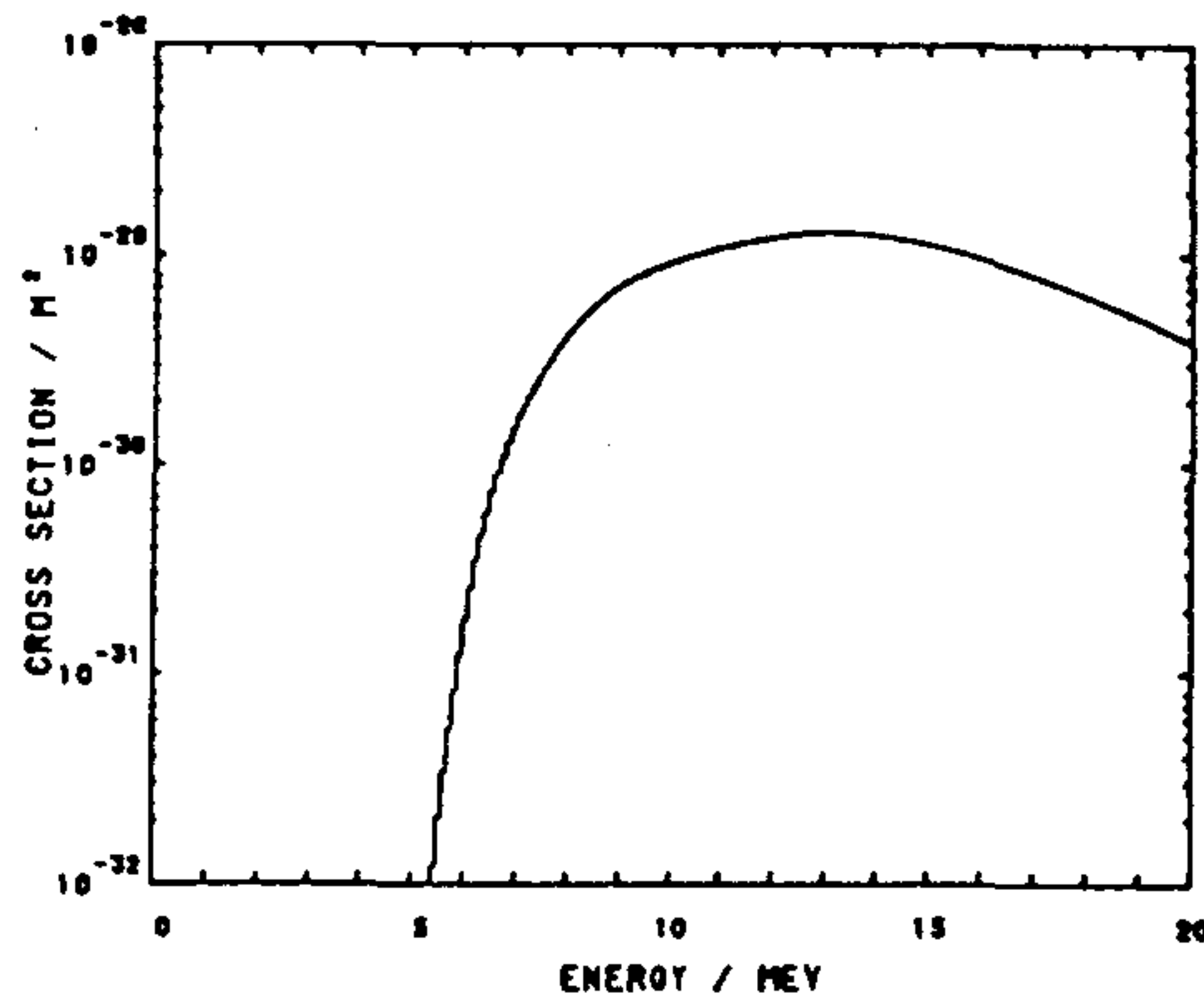
Fig. 24. The cross sections for the reactions of various threshold detectors as a function of neutron energy. (continued)⁽¹¹⁾



(g) $^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$



(h) $^{59}\text{Co}(n,\alpha)^{56}\text{Mn}$



(i) $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$

Fig. 24. The cross section for the reactions of various threshold detectors as a function of neutron energy.

너지이다. (10) 따라서 유효단면적을 σ_e 라 하면 다음과 같은 관계가 성립한다.

$$\int_0^{\infty} \sigma_{act}(E)\phi(E)dE = \sigma_e \int_{E_s^{eff}}^{\infty} \phi(E)dE \quad (18)$$

이러한 E_s^{eff} 는 일반적인 상수는 아니며 $\phi(E)$ 의 형태에 의존하게 된다. 그러나 원자로 중성자 스펙트럼은 근사적으로 0.5MeV 이상의 핵분열 중성자스펙트럼이며, 모든 원소에 대하여 (17)식의 $\phi(E)$ 대신에 ^{235}U 의 핵분열 중성자스펙트럼 $N(E)$ 를 사용하여 E_s^{eff} 를 정의하는 것이 보편적이다. (7)

그리고 유효단면적 σ_e 는 일반적으로 plateau 값이며, plateau가 존재하지 않는 경우에 대해서는 방사화 단면적의 최대값이다.

이러한 값들은 실제 중성자장의 속중성자 스펙트럼이 핵분열 중성자스펙트럼에서 많이 벗어나는 경우에는 그 의미를 상실하게 됨에도 불구하고, 그 검출박이 사용될 수 있는 에너지영역을 분별하므로 매우 유용하다.

또한 핵분열 스펙트럼 $N(E)$ 에 대한 평균단면적 $\bar{\sigma}$ 도 제시되어 있는데 $\bar{\sigma}$, σ_e , E_s^{eff} , 및 $\sigma_{act}(E)$ 사이에는 다음과 같은 관계가 존재한다.

$$\int_0^{\infty} N(E)\sigma_{act}(E)dE = \bar{\sigma} \int_0^{\infty} N(E)dE \quad (19-a)$$

$$= \sigma_e \int_{E_s^{eff}}^{\infty} N(E)dE \quad (19-b)$$

속중성자속 측정에 대표적으로 사용되는 검출박들의 핵특성을 표4에 제시하였다.

Table. 4 . The nuclear data of various threshold detectors with different effective threshold energy.⁽¹¹⁾

Target	Reaction	Production	Half life	γ -Energy (MeV)	Yield (%)	Effective Threshold Energy (MeV)	Effective Cross Section (barn)	Average Cross Section (barn)
¹⁰³ Rh	(n,n')	^{103m} Rh	56.114m	0.039	0.070	0.69	0.877	0.724
¹¹⁵ In	(n,n')	^{115m} In	4.486h	0.336	45.9	1.30	0.299	0.19
⁵⁸ Ni	(n,p)	⁵⁸ Co	70.82d	0.810	99.44	2.70	0.398	0.111
⁶⁴ Zn	(n,p)	⁶⁴ Cu	12.701h	1.345	0.472	2.80	0.146	0.0299
⁵⁴ Fe	(n,p)	⁵⁴ Mn	312.14d	0.834	99.9750	2.80	0.327	0.0817
²⁷ Al	(n,p)	²⁷ Mg	9.458m	0.843 1.014	71.8 28.2	4.40	0.0492	0.00395
⁵⁶ Fe	(n,p)	⁵⁶ Mn	2.577h	0.846 1.810 2.113	98.87 27.2 14.3	6.10	0.0424	0.00109
⁵⁹ Co	(n, α)	⁵⁶ Mn	2.577h	0.846 1.810 2.113	98.87 27.2 14.3	6.9	0.0115	0.000161
²⁷ Al	(n, α)	²⁴ Na	14.959h	1.368 2.754	99.994 99.8678	7.30	0.0726	0.00072
⁶³ Cu	(n,2n)	⁶² Cu	9.74m	0.875 1.173	0.15 0.342	12.5	0.498	0.000122

나. 속중성자속 산출

일반적으로 속중성자속 측정시에는 검출박을 카드뮴박으로 밀폐한 상태로 조사시킴으로서 열중성자에 의한 불필요한 방사능 유도를 억제하며, 관심 대상이 되는 핵반응으로 인한 유도방사능으로부터 반응율을 다음과 같이 구할 수 있다.

$$R_s = A/N_o[(1-\exp(-\lambda t_i))\exp(-\lambda t_w)] \quad (20)$$

A = 검출박의 방사능
N_o = 검출박내 원자수
λ = 붕괴상수
t_i = 조사시간
t_w = 조사후 경과시간

산출된 반응율로부터 속중성자속을 구하는데에는 (19-a), (19-b)의 두 가지 반응단면적을 사용하여 각기 다음과 같이 구할 수 있다.

$$\phi (0 < E < \infty) = R_s / \bar{\sigma} \quad (21-a)$$

$\bar{\sigma}$ = 평균단면적

$$\phi (E_s^{eff} < E < \infty) = R_s / \sigma_e \quad (21-b)$$

σ_e = 유효단면적

따라서 식(21-a)로부터 전속중성자속을 구할 수 있으며, (21-b)로부터는 유효에너지가 서로 다른 여러 검출박을 이용하여 속중성자 적분속 스펙트럼을 얻을 수 있다. 그림23에서 0 표시는 선택된 검출박들의 유효문턱 에너지 위치를 나타낸다. 따라서 이러한 검출박들을 이용하여 측정된 적분속 스펙트럼으로부터 NTD 조사관내의 속중성자 특성을 평가할 수 있다.

2. 검출박 조사도구 개념 설계

지금까지 NTD 조사관내 중성자장 특성을 평가하기 위한 준비로서 검출박

법에 의한 열, 열외 및 속중성자속 측정법에 관하여 연구하였다. 이러한 측정법은 표5에 제시한 바와 같이 세부 목적에 따라 각기 다른 검출박들을 사용하여 NTD 조사관내의 각 그룹 중성자속 및 열중성자속 분포를 측정하는데 이용될 것이다.

각 중성자그룹에 대한 측정에 사용할 검출박의 종류 및 그 특성은 측정법연구 과정에서 이미 검토한 바 있다. 각 검출박마다 반응단면적 및 반감기가 다르므로 원자로 출력에 따라 사용할 검출박의 크기, 조사시간 및 냉각시간을 적절히 결정하여야 한다.

열 및 열외중성자속 측정에서는 검출박의 크기를 3mm ϕ 및 12.5mm ϕ 로 표준화할 예정이며, 중성자속 및 조사시간에 따른 유기방사능을 표6에 수록하였다. 대부분 10KW에서 40~60분 조사하는 것이 적절하며, 정상출력시에는 Au-Al, Co를 이용하는 것이 적절하다고 판단된다.

속중성자속 측정은 반응단면적이 작아 12.5mm ϕ 의 검출박을 이용하여 정상출력에서 측정을 수행해야 하며, 속중성자속 및 조사시간에 따른 유기방사능을 표7에 수록하였다. 표에서 보는 바와 같이

$^{58}\text{Ni}(n,p)$, $^{64}\text{Zn}(n,p)$, $^{59}\text{Co}(n,\alpha)$: 조사 1시간, 냉각 1시간

$^{103}\text{Rh}(n,n')$, $^{27}\text{Al}(n,p)/(n,\alpha)$: 조사 20분, 냉각 1시간

$^{115}\text{In}(n,n')$, $^{56}\text{Fe}(n,p)$: 조사 20분, 냉각 10시간

을 거치면 측정에 적절한 방사능을 얻을 수 있으며, $^{54}\text{Fe}(n,p)$ 는 장시간의 조사가 필요함을 알 수 있다.

또한 검출박들을 NTD 조사관내에서 조사시킬 때에는 검출박의 위치 및 경/접선 방향의 배치 등이 매우 중요하므로 적절한 도구를 고안할 필요가 있다. 도구의 재료는 검출박 주변의 중성자장 교란을 최소화하고 도구에 유기되는 방사능을 최소화하기 위해 불순물 성분이 적은 Al-1050을 사용하되 그 양을 가능한한 최소화한다.

Table. 5. Plan for the measurements of the thermal/epithermal/fast neutron flux and the spacial distribution of thermal neutrons in NTD hole.

목 적	내 용	저출력 (~10KW)	정격 출력 (30 MW)
<p>1. 중성자특성 평가</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> $\phi(E) = \phi_{th} \frac{E}{(kT)^2} e^{-E/kT} + \phi_{epi} \frac{\Delta(E/kT)}{E} + \phi_f 0.770 \sqrt{E} e^{-0.776E}$ </div>			
<p><< ϕ_{th} >> - 열중성자 적분속 측정 - 열중성자 에너지 분포 측정</p> <p><< ϕ_{epi} >> - 열외중성자속 측정 - 열외중성자 에너지 분포 측정</p> <p><< ϕ_f >> - 속중성자속 측정 - 속중성자 에너지 분포 측정</p> <p><< $\phi_{th}(Z)$ >> - $\phi_{th}(Z)$ 예비평가</p>	<p>- ϕ_{th} 측정</p> <p>- 중성자온도(T) 측정</p> <p>- ϕ_{epi} 측정</p> <p>- 1/E 특성 평가</p> <p>- $\phi_f(0 < E < \infty)$ 측정</p> <p>- $\phi_f(E > E_{s^{eff}})$ 측정</p> <p>- $\phi_{th}(Z)$ 측정</p>	<p>Au, Au-Al Co</p> <p>Lu Mn</p> <p>Au, Co Mn, W In</p> <p>Au</p>	<p>Au-Al Co, Co-Al</p> <p>Rh, In Ni, Zn Fe, Al, Co</p>
<p>2. $\phi_{th}(Z)$ 평가</p> <p>- Screen 설계</p> <p>- Rx Control Rod 위치 영향 측정</p> <p>- Ingot 장전 : Ingot Dia 및 H₂O Gap 효과 등</p> <p>- SPND 출력분포 vs 축분포 추산</p>	<p>- $\phi_{th}(Z)$ 상대적 미세 축분포 측정</p> <p>- $\phi_{th}(Z)$ 절대분포</p>	<p>- Au-[Au]_{cd} 교대배치법</p>	<p>- Co-[Co]_{cd} 교대배치법</p>
<p>3. $\phi_{th}(R), \phi_{th}(T)$</p>	<p>- 경/접선 분포</p> <p>- 회전 평균 분포</p>		

Table. 6. Estimated activities represented by yield of major γ -ray from (n, γ) detectors to be used for the measurement of thermal and epithermal neutron flux. Detector size, thermal neutron flux and irradiation time are optimized to have appropriate activity for measurement.

Foil	Reaction	Half Life	Size mm ϕ	Thermal Neutron Flux	Activity(μ Ci) x Yield		Remark
					Irradiation Time		
					20 min.	60 min.	
^{115}In	(n, γ)	54.15m	3	10^{11}	2927.5	6948.2	
^{197}Au	(n, γ)	2.696d	3	10^{10}	0.93	2.78	Au-Al(0.155%) Au-Al(0.155%)
			12.7	10^{11}	0.17	0.51	
			3	10^{13}	0.96	2.87	
^{59}Co	(n, γ)	5.271y	12.7	10^{11}	0.17	0.51	Co-Al(0.483%)
			3	10^{13}	0.94	2.83	
			12.7	10^{13}	0.055	0.16	
^{186}W	(n, γ)	23.9h	12.7	10^{11}	0.54	1.62	
^{55}Mn wire	(n, γ)	2.577h	10 length	10^{11}	1.03	2.82	Mn-Al(2.4%)

Table. 7. Estimated activities represented by yield of major γ -ray from threshold detectors to be used for the measurement of fast neutron flux. Detector size, fast neutron flux and irradiation time are optimized to have appropriate activity for measurement.

Foil	Reaction	Half Life	Size mm ϕ	Fast Neutron Flux	Activity(μ Ci) x Yield	
					Irradiation Time	
					20 min.	60 min.
^{103}Rh	(n, n')	56.114m	12.7	10^{12}	0.70	1.7
^{115}In	(n, n')	4.486h	3	"	4.14	11.81
^{58}Ni	(n, p)	70.82d	12.7	"	0.23	0.68
^{64}Zn	(n, p)	12.701h	"	"	0.07	0.21
^{54}Fe	(n, p)	312.14d	"	"	0.005	0.015
^{27}Al	(n, p)	9.458m	3	"	19.82	25.46
^{56}Fe	(n, p)	2.577h	12.7	"	2.96	8.15
^{59}Co	(n, α)	2.577h	"	"	0.23	0.62
^{27}Al	(n, α)	14.959h	3	"	0.10	0.30

이러한 조사도구는 열중성자 절대속 측정용, 열외/속중성자속 측정을 위한 다중 검출박 조사용과 열중성자속 분포 측정용을 따로 마련하기로 하며, 다음과 같은 기본방침을 정하였다.

1) 열중성자 절대속 측정용은 카드뮴 차폐 및 노출 검출박을 동시에 조사할 수 있도록 하되, 노출검출박이 카드뮴의 영향을 받지 않도록 적절한 간격을 유지해야 하며, 두 지점사이의 중성자장 차이는 미리 각지점의 카드뮴비를 측정하여 보정하도록 한다.

2) 열외중성자 스펙트럼 특성 측정은 한번에 2종의 검출박(각각 카드뮴 차폐 및 노출 검출박 준비)을 동시에 조사하되 중심위치에 Au monitor를 배치하여 다른조와의 원자로 출력을 보정한다. 카드뮴 영향 및 각 조사지점의 중성자장 차이는 1)과 같이 고려되어야 한다.

3) 속중성자는 그 반응단면적이 작아서 중성자교란 및 자기차폐 효과가 거의 없으므로 검출박을 밀접배치하거나 서로 포개어 동시에 여러종의 검출박을 조사하도록 한다. 또한 열중성자에 의한 방사화를 억제하기 위해 카드뮴 필터를 사용한다. 이때에도 중심위치에 Au monitor를 배치하여 원자로출력 보정에 이용한다.

4) 축, 경/접선 방향의 중성자속 분포 측정용은 카드뮴 차폐 검출박과 노출 검출박은 카드뮴 영향을 받지 않도록 적절한 간격으로 교대 배치하며, 카드뮴차폐 검출박 위치에서의 노출검출박의 방사능은 노출검출박들의 방사능으로부터 내삽법에 의해 추산하도록 한다. 경/접선 방향 분포는 조사관의 상·중·하 3 위치에서 측정할 수 있도록 한다

이와 같은 방침에 따라 조사도구에 대한 설계제작을 위해 앞으로 도구재료인 Al의 유기방사능 및 카드뮴의 중성자장 교란 효과에 대한 예비실험을 거쳐 조사후 도구의 조작의 용이성 및 적절한 검출박 배치를 검토함과 아울러 검출박 장진/수거가 용이하도록 하기 위한 방법을 모색할 것이다.

3. 비교법에 의한 방사화율 정밀 측정법

실리콘도핑기술 개발에서 조사 Si-ingot 의 $\pm 3 \sim 5\%$ 저항변동율과 $\pm 5\%$ 의 최종목표 저항율도달 실현을 위해서는 NTD 조사관내의 열증성자속 정밀 측정이 필수적이다. 이러한 열증성자속은 일정시간 조사된 ^{198}Au 와 ^{60}Co 검출박의 유도방사능을 절대측정함으로써 구할수 있으며 $\pm 2\%$ 의 방사능 절대 측정정도를 얻기 위한 연구를 진행중에 있다.

^{198}Au 와 ^{60}Co 검출박의 유도방사능 측정을 위하여 1 차년도에는 β - γ 동시계수의 기본원리와 보정방법등에 관하여 고찰하였다. 전년도에는 NE102A plastic β 검출기와 NaI(Tl) γ 검출기로 구성된 β - γ 동시계수장치를 완성하고 β 효율외삽법으로 ^{198}Au 와 ^{60}Co 검출박의 방사화율을 측정하였다. 이 과정에서 plastic β 검출기의 큰 γ 검출효과는 검출기 전단에 Al filter 를 부착하여 제거 하였으나 β - γ 동시계수용 표준선원의 미비와 β 효율변환의 부정확등으로 인하여 정밀측정이 어려웠다.

이와 같이 연구를 수행하는 중에 미표준국(NIST)에서 제작한 고정도의 $^{137}\text{Cs}(\pm 0.8\%)$ 과 $^{60}\text{Co}(\pm 0.9\%)$ 표준 선원을 입수할수 있었으므로 β - γ 동시계수에 의한 측정이전에 우선 당해년도에는 이들 선원을 표준으로 하는 비교법에 의한 미지의 ^{198}Au 와 ^{60}Co 시료 검출박의 방사화율 측정방법을 도입하고 절차를 완성하였다(그림 26). 미지의 ^{198}Au 와 ^{60}Co 시료의 방사화율은 다음 식 (22)로 구할수 있으며

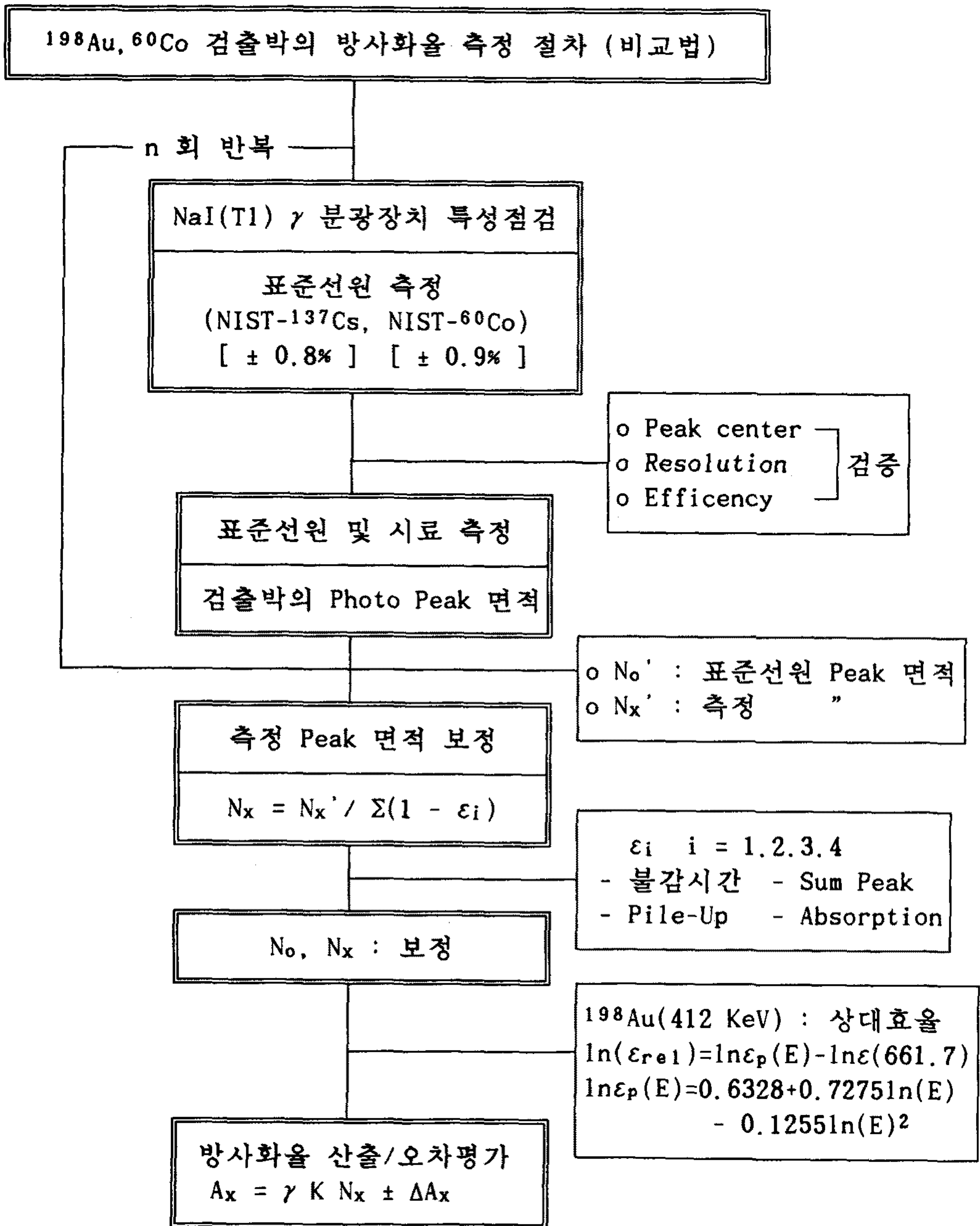


Fig 26. The flow chart of comparative measurement method for ^{198}Au , ^{60}Co foil detector activity.

$$\begin{aligned}
 A_x &= \gamma K N_x \\
 N_x &= N_x' / \sum_1 (1 - \epsilon_i)
 \end{aligned}
 \tag{22}$$

	⁶⁰ Co	¹⁹⁸ Au
γ	yield ratio(Y_{Co}/Y_{Co}): 1	(Y_{Cs}/Y_{Au}) : 0.892
K	$\frac{A_o}{N_o}$	$\frac{A_o}{\epsilon_{Au}^{rel} N_o}$
N_x	⁶⁰ Co 측정선원 peak 면적	¹⁹⁸ Au 측정선원 peak 면적
A_o N_o ϵ_{Au}^{rel}	⁶⁰ Co 표준선원 방사화율 " peak 면적	¹³⁷ Cs 표준선원 방사화율 " peak 면적 ¹³⁷ Cs 표준선원에 대한 412 keV γ 선의 상대효율
ϵ_i	i=1..4 는 선원흡수, sum-peak, pile-up 불감시간 보정	

식 (22)에서 방사화율, A_x 는 ⁶⁰Co 은 NIST - ⁶⁰Co 표준선원과 직접비교로 적절한 표준 비교선원이 없는 ¹⁹⁸Au 는 412keV γ 선의 상대효율과 NIST - ¹³⁷Cs 표준선원을 비교하여 구하며 여기서 γ 는 분기율비, N_x 는 측정선원의 γ 스펙트럼으로부터 결정한 photo peak 면적, K 는 선원의 종류에 따라 결정되는 상수이다. 이제 그림 26과 같이 확립한 비교법에 의한 ¹⁹⁸Au 와 ⁶⁰Co 검출박의 유도방사능 측정과정을 기술하고 그 결과를 검토 한다.

가. 예비측정

그림 27은 γ 선 스펙트럼 측정을 위한 NaI(Tl) γ 분광장치의 개략도와

각 구성요소들의 동작특성을 보인것이다. 이러한 γ 분광장치의 예비점검은 NIST - ^{60}Co , ^{137}Cs 표준선원을 3 ~ 4 개월에 걸쳐 반복측정하여 얻은 표 8의 결과를 이용하여 수행하며 이때 선원과 검출기간의 거리는 10cm, 측정 시간은 표준선원의 강도를 고려하여 600 초로 고정하였다.

나. Photo peak 면적 결정

근래에 γ 분광학에서 photo peak 면적은 SAMPO, SHIFTY-II 등의 계산 프로그램으로 정확하게 측정할수 있으나 현재 보유중인 다중파고분석기 (CANBERA:8100A) 에는 이러한 작업을 수행할수 있는 기능이 없으므로 측정한 각 선원의 γ -spectrum 으로부터 photo peak 면적을 구하는 프로그램을 다음과 같이 작성하였다. 우선 1 차함수로 가정한 background 함수 F_b 를 최소화하여 구한 background와 Gauss 함수의 식 F 를 최소자승 fitting하여 Gauss함수의 각 계수들을 구하고

$$F_b = \sum_{i=1}^k W(i)[Y(i) - B(i)]^2 \quad \begin{array}{l} Y(i) : \text{channel } i \text{ 의 계수율} \\ B(i) : \text{calculated Bkg} \\ W(i) : \text{weighting function} \end{array} \quad (23)$$

$$F = \sum_i \frac{1}{Y_i} [Y_i - (B_i + \sum_k G^k_i)] \quad \text{-----} \quad (24)$$

$$G(i) = A_1 \exp \left[\frac{-4 \ln 2}{fwhm^2} (X_i - X_p)^2 \right] \quad \begin{array}{l} A_1 : \text{peak height} \\ X_p : \text{peak center posi} \\ X_i : \text{channel no} \end{array}$$

Gauss 함수 $G(i)$ 를 $[-\infty, \infty]$ 구간에 걸쳐 적분하여 photo peak 면적을 구하였다.

$$\text{Peak 면적} = 1.064 \times \text{fwhm} \times A_{11} \quad \text{-----} \quad (25)$$

$$\Delta A = 1.064 \times (A_{11}^2 \Delta \text{fwhm}^2 + \text{fwhm}^2 \Delta A_{11}^2)^{1/2}$$

한편 위에서 구한 photo peak 면적과 비교하기 위한 peak 계수치 면적은 peak 중심에서 ± 1.5 fwhm 까지 적산하였으며 오차 ΔA 는 2.58을 곱하여 99% 신뢰구간을 유지하였다.

$$\text{Peak 면적} = \sum_{i=n_1}^{n_2} Y_i - B \quad \text{-----} \quad (26)$$

B : calculated Bkg area
 n_1 : $X_p + 1.5$ fwhm channel number
 n_2 : $X_p - 1.5$ fwhm channel number

$$\Delta A = 2.58 \times (T + \Delta B^2)^{1/2}$$

T = integrated measured peak area

$$\Delta B = \sqrt{\left| \frac{(n_1 - n_2)}{2} \right|^2 \times [(n_1 + n_2)^2 \Delta a^2 + 4\Delta b^2]}$$

그림 28은 NIST - ^{137}Cs , ^{60}Co 표준선원 및 ^{198}Au 선원의 photo peak 면적을 위와 같이 구한 것으로 당분간 두면적을 동시에 이용한다. 표 8은 장기간에 걸친 측정으로부터 NIST - ^{137}Cs , ^{60}Co 표준선원에 대한 Gauss 면적과 계수치적산 면적 및 그 분산을 구한 것이다. ^{60}Co 의 경우 두 면적의 차이는 1.7% 로 상당히 크고 그 분산도 각각 0.61 % 와 0.49 % 로 상당한 차이를 보였다.

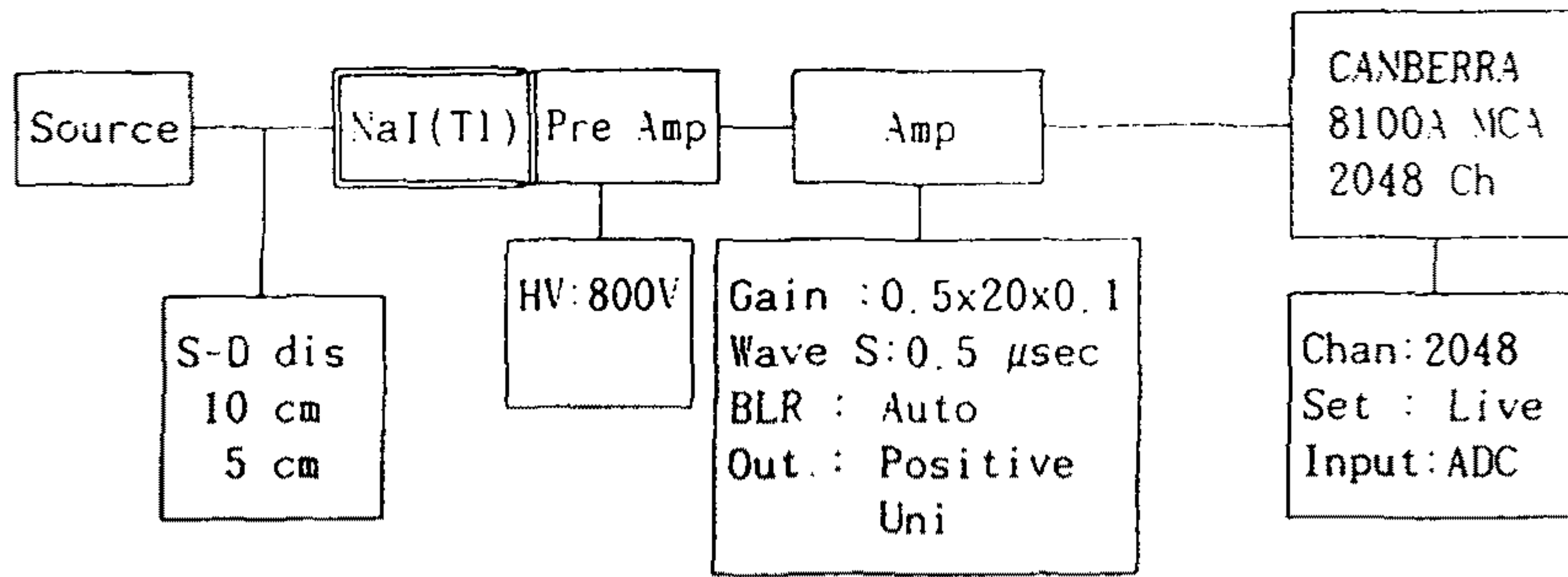


Fig 27. The diagram of NaI(Tl) γ ray spectrometer

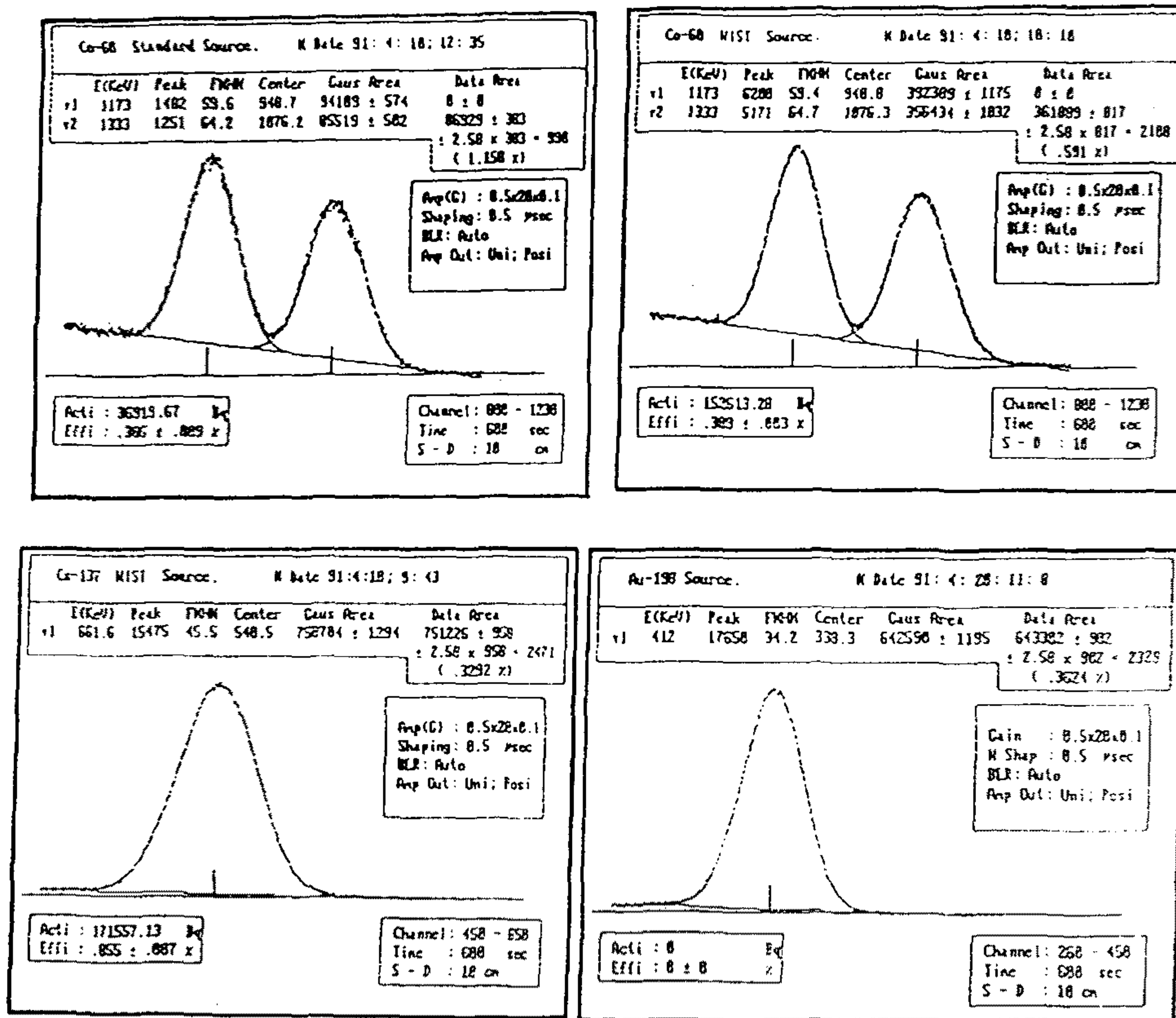


Fig 28. The measurement of peak area for ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{198}Au

Table 8. The optimum condition of NaI(Tl) γ ray spectrometer

	NIST- ⁶⁰ Co(1333 KeV)	NIST- ¹³⁷ Cs(661.6 KeV)
Peak Center	1077.5 \pm 4.5 Chan	540 \pm 3.0 Chan
Resolution	5.94 \pm 0.059 %	8.40 \pm 0.022 %
Efficiency	0.3889 \pm 0.0024 %	0.8587 \pm 0.0112 %
Gauss Area	1262.2 \pm 7.7 cps(0.62%)	627.7 \pm 3.8 cps(0.61%)
Data Area	1263.1 \pm 7.7 cps(0.61%)	638.5 \pm 3.1 cps(0.49%)
측정기간 Data No	'90,11,9 - '91,2,19 12	'90,12,20, - '91,2,19 9
* S-D distance : 10 cm , measure time : 600 sec		

Table 9. γ escape probability in various material and detector window effect

Energy		Au	Co	Al	ϵ_w
0.412 MeV	$\mu(\text{cm}^{-1})$	3.709	-	0.249	0.950
	f_{b1}	0.995	-	1.000	
	f_{b2}	0.977	-	0.998	
	f_{b3}	0.959	-	0.997	
	f_{b4}	0.941	-	0.996	
	f_{b5}	0.920	-	0.994	
0.661 MeV	$\mu(\text{cm}^{-1})$	-	-	0.202	0.960
	f_{b1}	-	-	1.000	
	f_{b2}	-	-	0.999	
	f_{b3}	-	-	0.998	
	f_{b4}	-	-	0.997	
	f_{b5}	-	-	0.995	
1.173 MeV	$\mu(\text{cm}^{-1})$	-	0.451	0.135	0.973
	f_{b1}	-	0.999	1.000	
	f_{b2}	-	0.997	0.999	
	f_{b3}	-	0.995	0.998	
	f_{b4}	-	0.993	0.998	
	f_{b5}	-	0.990	0.997	
* $f_{b1}=0.001''$, $f_{b2}=0.005''$: foil $f_{b3}=0.009''$, $f_{b4}=0.013''$, $f_{b5}=0.018''$: wire					

다. Photo Peak 면적 보정

식 (22)에 의한 방사화율의 정밀 측정을 위해서는 측정장치의 안정성 및 실험조건의 정확성이 유지되어야 하며 또한 선원의 강도 및 검출기의 특성에 따른 보정 (불감시간, sum-peak, pile-up etc.,) 방안이 확립되어야 한다.

1) 선원과 검출기창에 의한 흡수보정

조사 선원의 방출입자는 선원내부와 NaI(Tl) 섬광계수기의 계측기창 (SUS $\rho_s: 0.56 \text{ g/cm}^2$) 에 의해 산란 또는 흡수될수 있으므로 이들에 대한 보정이 필요하다. 두께 t 인 조사 검출박의 γ 선의 투과확율은

$$f_a = \frac{\frac{1}{t} \int_0^t S e^{-\mu(t-x)} dx}{S} = \frac{1}{\mu t} (1 - e^{-\mu t}) \quad \text{--- (27)}$$

S : source strength

μ : linear absorption coefficient

으로 주어진다. 표 9는 여러 물질내에서 γ 선의 투과확율과 평행 beam 에 대한 계측기창의 감쇠효과(ϵ_w)를 보인 것으로 Al 은 Al-diluted 된 ^{60}Co , ^{198}Au 검출박의 경우를 보기위한 것이다. 이러한 자기흡수보정은 Al dilluted 검출박을 이용할 경우 거의 무시할수 있으나 계측기창에 의한 γ 선의 감소효과는 보정이 필요함을 알수 있다.

2) Sum-Peak 보정

Isomeric state 를 포함하지 않은 다중 cascaded 핵종의 경우에 γ 선은 거의 동시에 방출되므로 검출기의 분해시간내에 도달한 두 γ 선의 에너지합과 같은 sum-peak 가 형성 되며 동시에 photo peak 면적이 감소하므로 이에 대한 보정이 필요하다. 붕괴형식이 그림 29와 같을때 sum peak 면적은 다음과 같이

$$N_{12} = S \epsilon_1 \epsilon_2 Y_1 Y_2 Q^2 \quad \text{-----} \quad (28)$$

ϵ_1, ϵ_2 : intrinsic efficiency
 Q : solid angle
 S : source intensity
 Y_1, Y_2 : γ_1, γ_2 ray yield

S-D 거리가 커짐에 따라 급격하게 증가한다. 이와 같은 sum peak 보정은 기준선원 ^{137}Cs 과 측정선원의 절대효율을 동일 선원거리(d)에 따라 측정하여 구한 상대효율(f_d)의 1 차 외삽으로 구하였으며

$$\begin{aligned} f_d &= 0.4658 - 0.0200 \epsilon_{661}(d) & : \text{for } ^{60}\text{Co} \\ f_d &= 0.5169 - 0.0269 \epsilon_{661}(d) & : \text{for } ^{22}\text{Na} \quad \text{----} \quad (29) \end{aligned}$$

$\epsilon_{661}(d)$: absolute efficiency of ^{137}Cs with d

d=10 cm 일때 ^{60}Co 의 보정량은 2.04% 이다. (그림 30)

3) Pile-Up 및 불감시간 보정

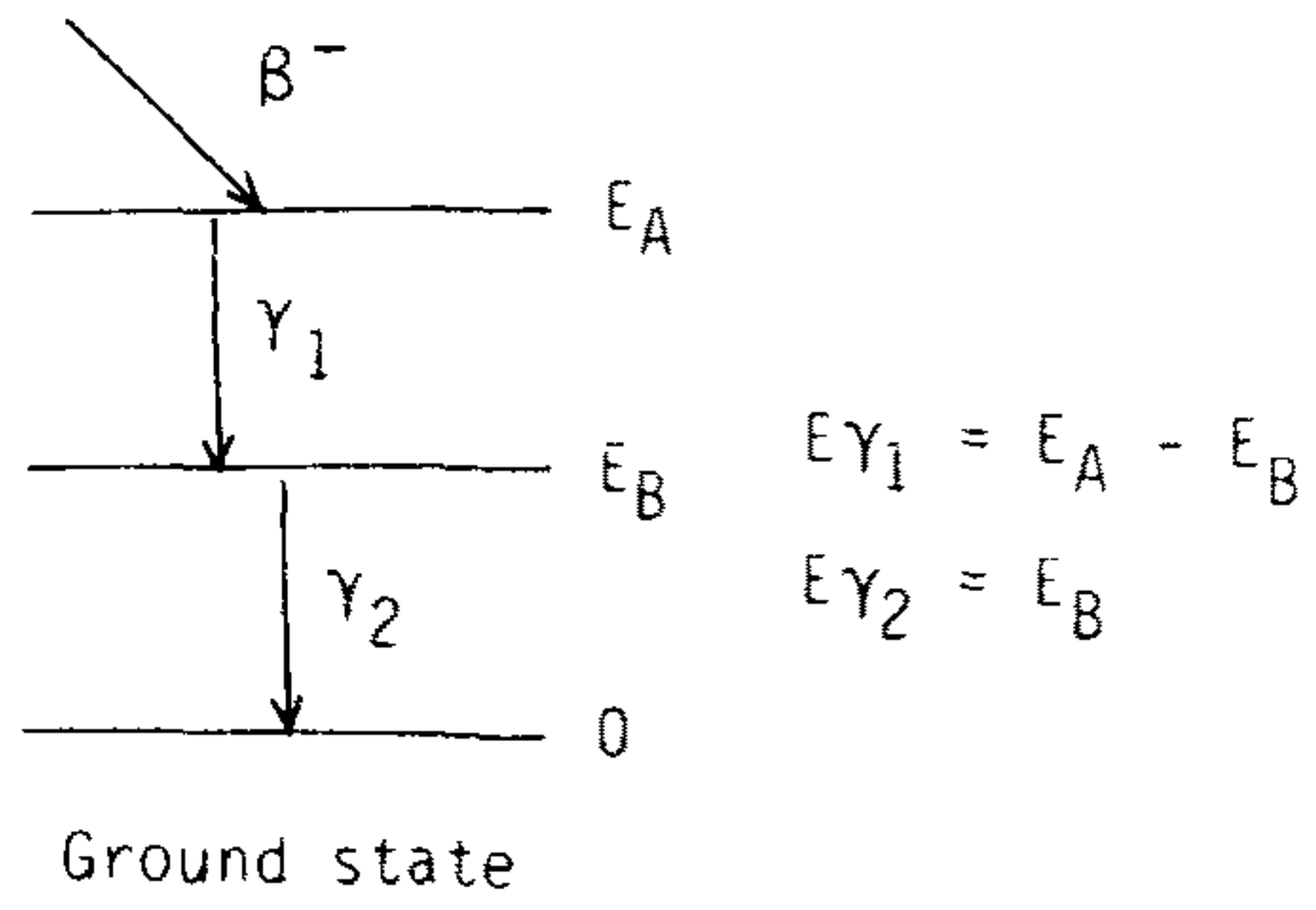


Fig.29. The simplified nuclear decay scheme for determining sum effect.

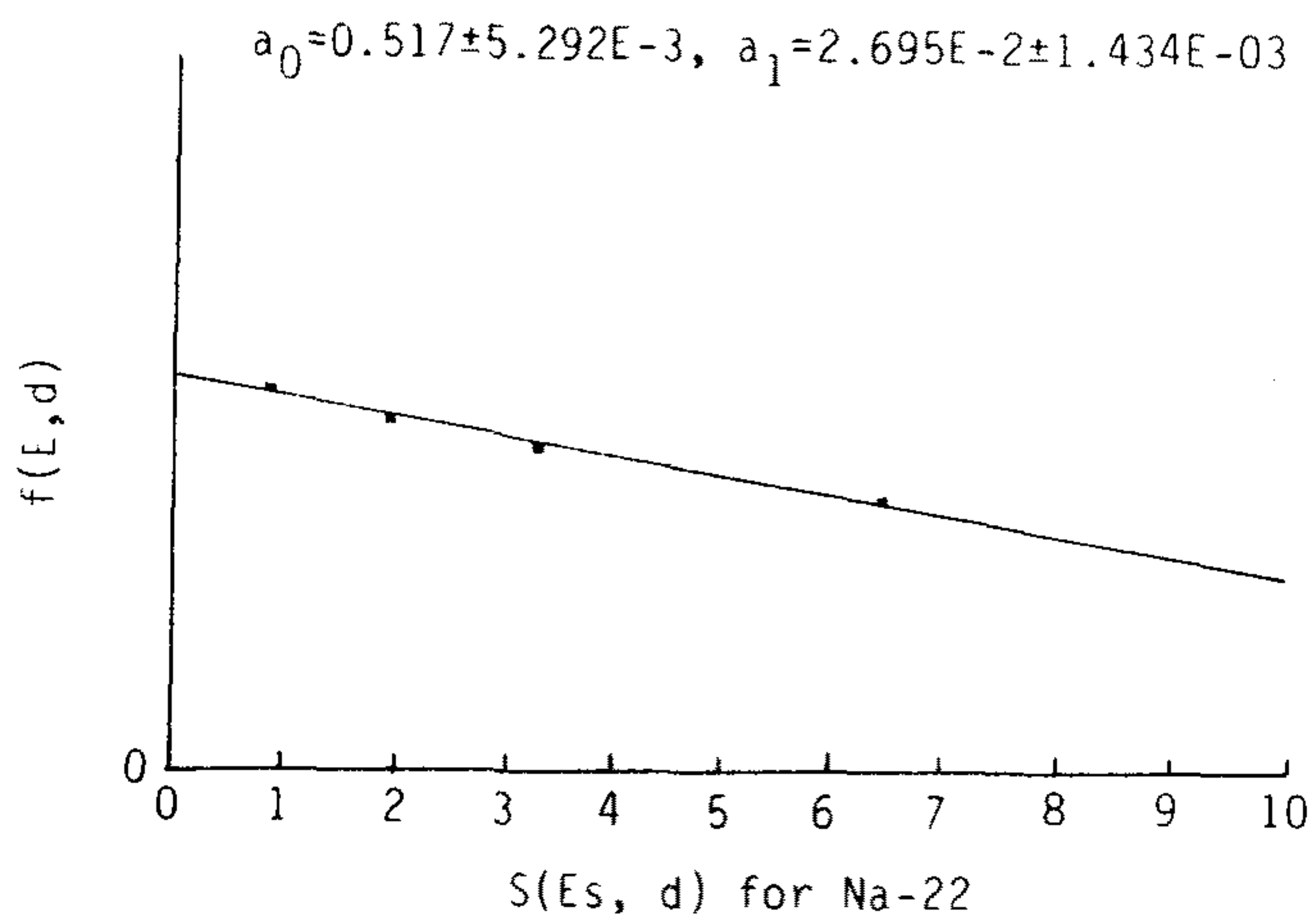
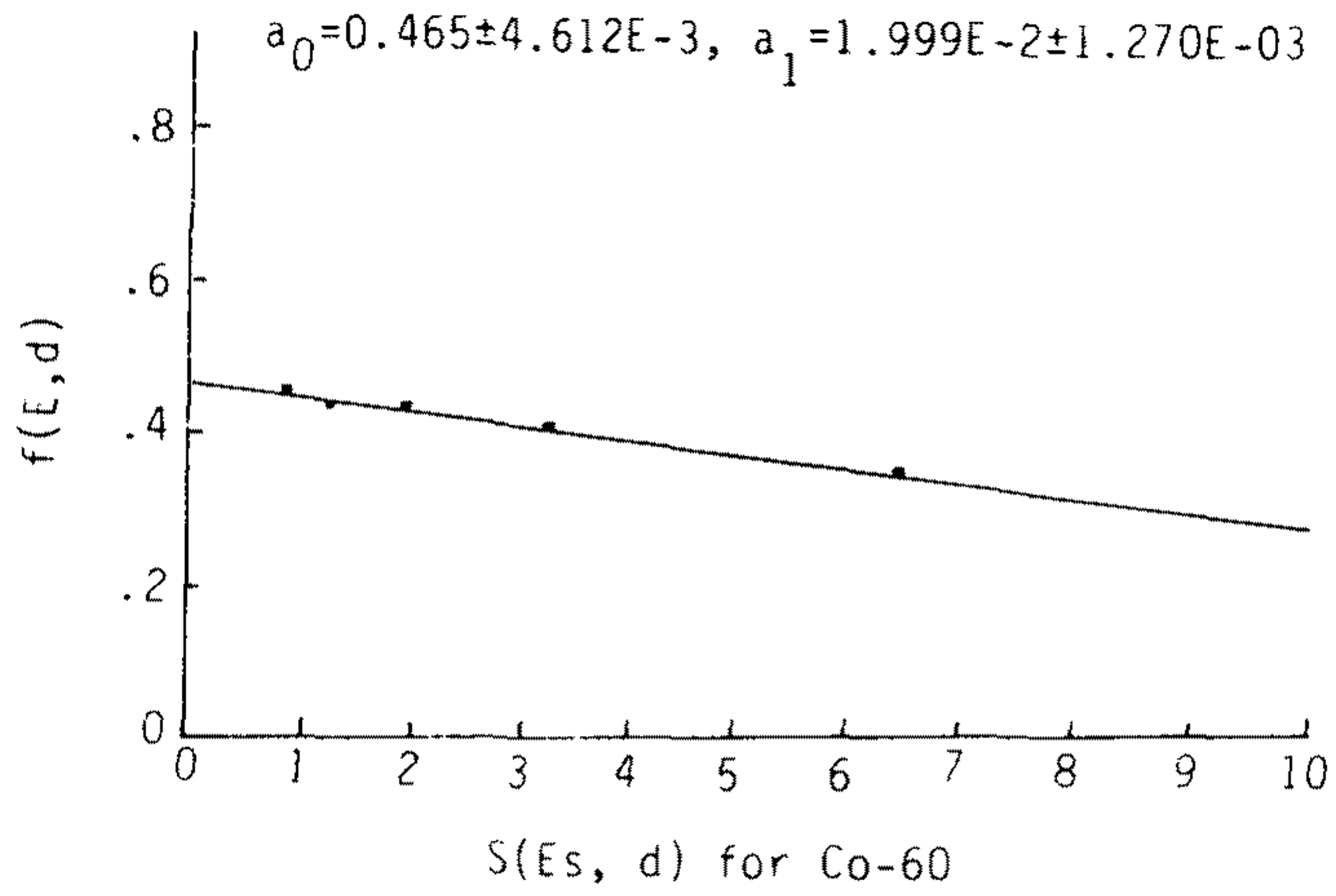


Fig.30. The measurement of sum effect for ^{60}Co and ^{22}Na

Pile-up 은 앞서의 sum-peak 와는 달리 비동시인 γ 선들이 검출기에 입사함으로서 발생하며 peak 및 tail pile-up 의 두경우가 있다. 이러한 현상은 선원의 측정 spectrum 에서 photo peak 의 위치변동과 면적 감소의 원인이 되며 증폭기의 시상수와 측정 계수율을 조절함으로서 그 보정량을 줄일수 있다. 측정 신호의 빈도가 n 이고 pile-up 분해시간이 τ_p 일때 pile-up 발생확율은 $n\tau_p$ 이므로 측정 스펙트럼에서 pile-up 을 보정한 photo peak 면적 계수치는 다음과 같다.

$$n_p = n_p^*/(1-\tau_p n_T) \quad \text{-----} \quad (30)$$

n_p^* : measured photo peak area
 n_T : total spectrum count rate

pile-up 분해시간 τ_p 는 검출기와 기준선원(^{88}Y)의 거리를 고정하고 표준선원(^{60}Co , ^{137}Cs)을 가하여 측정한 n_p^* , n_T 의 변화를 선형외삽하여 구할수 있으며 현재 이에 관한 연구를 진행하고 있다(12).

한편 그림 27과 같은 측정회로에서 MCA/ADC를 제외한 회로(pre-amp, amp etc.,) 들의 불감시간은 거의 무시할수 있으며 MCA/ADC 의 불감시간은 time preset 을 live 로 하여 보정할수 있다.

이러한 pile-up 및 불감시간에 의한 손실은 측정회로에 PUR/LTC (PUR: pile-up rejector, LTC:live time corrector)를 이용하여 보정하는 방법을 검토중에 있다.

라. 상대효율 결정

앞서의 식 (22)에서 412 keV γ 선의 이론 상대효율 $\epsilon_{\text{Au}}^{\text{rel}}(d:10\text{cm})$ 는

300 keV ~ 800 keV 사이의 절대 peak 효율 ϵ_p 와 에너지에 관한 일반다항식을 fitting 하여 구한다.

$$\ln \epsilon_p(E) = C_1 + C_2 \ln(E) + C_3 \ln(E)^2 + \dots$$

식 (31)은 1, 2차 다항식 fitting 결과이다. 두식의 비교에서 300 keV ~ 800 keV 영역에서는 2 차 fitting 결과를 이용하는 것이 보다 타당함을 알 수 있으며

$$\begin{aligned} \ln(\epsilon_p) &= 5.4166 - 0.8235(\ln E) \\ \ln(\epsilon_p) &= 0.6328 + 0.7275(\ln E) - 0.1255(\ln E)^2 \\ \ln(\epsilon^{rel}) &= \ln \epsilon_p(E) - \ln \epsilon(661.7) \end{aligned} \quad \text{--- (31)}$$

^{138}Cs 의 661.6keV γ 에 대한 412keV γ 선의 상대효율은 $1.49 \pm 0.64\%$ 로 불확정도는 ϵ_p^* 와 ϵ_p 의 비교에서 얻은 평균 산술오차이다. (표 10)

마. 측정에

위에서 기술한 비교법은 NIST - $^{60}\text{Co}(\pm 0.9\%)$ 및 NIST - $^{137}\text{Cs}(\pm 0.8\%)$ 를 표준선원으로 하고 제조사에서 $36661\text{Bq} \pm 2.3\%$ (^{60}Co) 와 $25864\text{Bq} \pm 2.7\%$ (^{54}Mn)으로 검증된 선원을 미지 시료로 하여 그림 26의 절차에 따라 측정하였으며 결과는 다음과 같다.

측정 photo peak 면적의 보정은 ^{60}Co 의 경우 표준선원과 미지선원이 동일 핵종이므로 검출기창과 sum-peak 보정은 무시 하였으며 ^{54}Mn 의 경우

는 두선원이 모두 sum-peak 가 형성되지 않는 단일 γ 선 방출 핵종이므로 검출기창에 의한 효과만을 보정하였다. 한편 불감시간 및 $\approx 2\%$ 가 예상되는 pile-up 보정은 표준 및 비교선원들의 계수율이 큰차이가 없을 경우에 거의 무시할수 있으며 반대의 경우에도 그 보정율이 감소하는 장점이 있다.

위와 같이 측정한 미지의 ^{60}Co 선원과 ^{54}Mn 선원의 방사화율은 각각 $36919 \pm 2.3(\%)$, $25804 \pm 1.73(\%)$ Bq 로 예상 방사화율과 $0.03 \sim 0.7\%$ 의 차이를 보였다(표11). 여기서 측정정도는 측정 Peak 면적과 이에 수반하여 전달된 통계오차와 표준선원 자체의 계통오차를 합한 것으로 이들 두 오차의 신뢰구간은 모두 99% 이다.

이와 같이 비교법에 의한 측정으로 미지선원의 방사화율을 비교적 정확하게 측정할수 있으나 궁극적으로 $\approx \pm 2\%$ 의 절대방사능 측정정도를 얻기 위해서는 앞으로 보다 정확한 보정 및 오차 평가방안과 이들을 최소화하기 위한 측정절차등의 확립이 필요하다.

Table 10. Photo peak efficiency curve coefficient

$$\ln(\epsilon_p) = 0.6328 + 0.7275(\ln E) - 0.1255(\ln E)^2 \text{ ---(1)}$$

$$\ln(\epsilon_{rel}) = \ln(\epsilon_p) - \ln(\epsilon_{661.7}) \text{ -----(2)}$$

KeV	ϵ_T $\times 10^{-2}$ Table	ϵ_R $\times 10^{-1}$ Figure	$\epsilon_p = (\epsilon_a)$ $\times 10^{-2}$ $\epsilon_T \times \epsilon_R$	ϵ_p^* $\times 10^{-2}$ from(1)	Error (%) $\epsilon_p / \epsilon_p^*$	ϵ_{rel} from(2)
300	2.55	8.400	2.018	2.0125	+0.2733	1.8878
400	2.34	7.400	1.645	1.6265	+1.1374	1.5257
500	2.18	6.550	1.363	1.3593	+0.2722	1.2750
600	2.07	5.900	1.170	1.1630	+0.6019	1.0909
800	1.91	4.900	0.902	0.8941	+0.8836	0.8386
ϵ_T : total counting effi ϵ_R : photo fraction					0.6377(*)	
356				1.7775		1.6673
412				1.5894		1.4909
661.6				1.0661		1.0000
840				0.8533		0.8004

* : Arithmetic mean

Table 11. Activity measurement example using comparative method

	N_x	N_o	A_o	δA_o	Rand	γ	ϵ_{Mn}^r	A_x	A_x'	A_x/A_x'
Unknown ^{60}Co	144.9 (144.9)	-	-	-	1.16%	1	-	36661 ± 807	36919 ± 849	99.30%
Nist- ^{60}Co	-	603.2 (603.2)	152613 (Bq)	0.9%	0.59%					
Unknown ^{54}Mn	184.6 (178.1)	-	-	-	0.87%	0.85	0.80	25804 ± 447	25864 ± 698	99.77%
Nist- ^{137}Cs	-	1304 (1252)	171557 (Bq)	0.8%	0.33%					
* () : measured peak area A_x' : anticipated activity										

제 3 장 결론 및 건의사항

한국원자력연구소에서는 1992년 말에 완공하여, 1993년 중반부터 정상운전할 계획으로 30MW 다목적연구로(KMRR)를 건조중에 있다. 이 원자로 중수반사체내에 준비되어있는 NTD-1/2 조사관을 이용하여 중성자변환법에 의한 반도체 실리콘 도핑, 즉 NTD-Si를 생산하기 위한 기술개발의 제 3차년도 연구를 수행하였다. 2차년도의 NTD 기술개발 기초준비 및 기계구동/전자제어장치 설계 등에 이어서 수행한 당해년도의 연구내용은

1. NTD 조사관설계
2. 기계구동장치 및 전자제어장치 제작
3. 중성자조사량 실시간 감시장치 제작
4. 중성자선질 평가법 연구

등으로 이에 대한 결론은 다음과 같다.

1. NTD 조사관설계

가. 조사관설계

1) 정위치 균일조사법을 위해서 이미 보고한바 있는 1D-ANISN 코드에 의한 중성자속 축분포 평탄화 흡수막 설계법을 2D-VENTURE 코드로 재계산함으로써 Si ingot 삽입에 의한 중성자 축분포 변동과 Al filler에 의한 조사균

일도의 대폭적인 향상을 얻을 수 있었다.

한 예로서 최대 길이/두께가 각각 700mm/2mm 인 5층구조의 Ni 흡수막으로 50cm 영역의 평탄화율은 $\delta\phi \approx 6\%$ 까지 도달할 수 있으나 Si ingot 삽입으로 9%로 떨어진다. 그러나 양단에 15cm Al filler를 넣을 경우는 $\delta\phi \approx 2.1\%$ 로 대폭 향상된다.

2) 이 2D-VENTURE 코드에 의한 흡수막 설계법은 앞으로 TRIGA 연구로에서 Mock-up 실험으로 검증할 계획중에 있으며, KMRR 한-핵연료 주기 동안의 축분포 변동에 따르는 흡수막 최적설계법 및 평탄화율 평가를 위한 연구를 수행중에 있다.

나. 조사내관의 설치/교체용 기구 설계

NTD 조사관내 중성자장 특성조사 및 흡수막 설계를 위한 검출박 도구/모의조사관 실험과 조사내관의 장전/고정 작업을 위한 장전기구 설계 및 제반준비를 진행중에 있다.

다. 중성자 조사량 실시간 감시장치 제작/시험

1) NTD 조사관마다 5-SPND를 이용하여 중성자조사량 및 축분포 변동을 정밀감시하기 위하여 nvt-PC를 중심으로 한 전자장치 및 software의 1차시작을 완성하여 기능을 시험중에 있다.

2) 원자로 출력 및 중성자 검출특성의 급변화, 그리고 실시간 감시계와 구동장치간의 오통신과 같은 비상사태에 대처하기 위한 software 보완작업도 진행중에 있다.

2. NTD 조사 장치

가. 기계 구동 장치

회전 구동과는 독립적으로 승강 운동을 절대 위치 제어하므로서 다양한 균일 조사법을 이용할 수 있는 반자동식 기계 구동 장치의 1차 시작품을 설계, 제작하여 현재 기능 시험을 진행중이다. 그 중간 결과로서 기계적인 가공 정밀도는 설계 사양을 만족하나 encoder 신호(En)에 대한 10m 구동영역에서의 종합적인 승강 위치(Z) 정도는 평균 오차 $\sim \pm 1.5\text{mm}$ 내에서

$$\text{내려갈 때 : } Z(\text{mm}) = -175.498 + 3.51 * \text{En}$$

$$\text{올라갈 때 : } Z(\text{mm}) = -174.756 + 3.51 * \text{En}$$

로서 backlash는 $\sim 0.7\text{mm}$ 이다. 이 장치의 소형화, 위치 검출 분해능 향상 및 이상 부하의 고감도 검출 등 보완/개량을 진행중에 있다.

나. 균일 조사 제어 장치

Con-PC(IPC-600)를 중심으로한 기계 구동 장치의 전자 제어 장치를 설계, 제작하고 manual mode, PC manual mode, FP auto mode에 대한 software를 1차 완성하여 시험 운전을 진행중이다. CV auto mode에 대한 software 작성 및 조사과정에서 예상되는 각종 이상 동작의 조기 검출 및 이에 대한 안전 조치를 위한 software 보완, 제어 장치의 소형화 등 개선을 진행중에 있다.

3. 중성자선질 평가법 연구

가. NTD 조사관내의 열/열외중성자속 측정법에 이어서 서로 다른 유효 문턱에너지를 갖는 7개 threshold 검출박을 이용한 속중성자속 및 그 적분속 스펙트럼 측정법을 설정하였다.

나. NTD 조사관내 열중성자속의 정밀한 공간분포 측정과 열외중성자 및 속

중성자를 평가하기 위한 표준절차 작성 및 검출박 조사도구 설계를 진행중에 있다.

다. 검출박의 방사화율 측정을 위한 HPGe 분광장치를 준비중에 있으며, 특히 열중성자 검출박의 경우 ^{60}Co 및 ^{137}Cs NIST 표준선원을 이용한 비교법으로 $\sim\pm 2\%$ 의 절대방사능 측정정도를 얻기 위한 각종 보정 및 오차평가법 연구와 측정절차서 작성을 진행중에 있다.

참 고 문 헌

1. H. J. Kim, et al., "The development of silicon doping technique by neutron transmutation", KAERI/RR-797/88, KAREI(1989).
2. H. J. Kim, et al., "The development of silicon doping technique by neutron transmutation", KAERI/RR-912/89, KAREI(1990).
3. K. Andresen, et al., "Equalization of axial neutron flux density for the transmutation doping of silicon in Heavy Water Reactor", in Semiconductor Processing, ASTM STP850, D.C. Gupta, Ed., American Society for Testing and Materials(1984).
4. W. L. Whittemore, "Neutron flux uniformity in large-scale out-of-core irradiations", GA Technologies Inc., San Diego, Ca, USA.
5. 이 병철, "A study on the neutron flux estimation for the neutron transmutation doping facility design in the KMRR", 선임논문(1991).
6. private communication (Studsvik Instrument AB)
7. K.H.Beckurts and Wirtz, Neutron Physics, Springer-Verlag, NewYork (1964).
8. 川口千代二 外, 原子爐計測, 辛書房 (1977).
9. 神田啓治 外, "KUR 實驗照射設備의 中性子束と 스펙트럴 測定", KURRI-TR-60, 京都大學原子爐實驗所 (1969).
10. D.J.Hughes, Pile Neutron Research, ADDISON-WESLEY PUBLISHING COMPANY, Inc. (1953).

11. J.H.Baard et al., Nuclear Data Guide for Reactor Neutron Metrology, KLUWER ACADEMIC PUBLISHERS (1989). 6.
12. 野口正安, γ 線スペクトロメトリ, 日刊工業新聞社, 1980.

중성자변환법에 의한 실리콘
도핑 기술개발

1991年 8月 18日 印刷

1991年 8月 23日 發行

發行人 林 昌 生

發行處 韓國 原子力 研究所

大田直轄市 儒城區 德津洞 150

印刷所 新 友 社

믿는마음 지킨약속 다져지는 신뢰사회