

KAERI/TR-3897/2009

技術報告書

SFR 광역 노외 중성자속 감시계통 설계개념

**Design Concept of Wide-Range Ex-core Neutron
Flux Monitoring System for SFR**

KAERI

韓 國 原 子 力 研 究 院

제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 2009년도 “소듐 핵심기반기술 개발”과제의 기술보고서로 제출합니다.

2009년 10월



KAERI

과제명 : 소듐 핵심기반기술 개발

주저자 : 이철권

공저자 : 성승환

김병호

요 약 문

SFR(소듐냉각고속로) 원자로를 보호하고 출력을 제어하며 감시를 하기 위해서는 노외 중성자속 감시계통이 필요하다.

본 보고서에서는 SFR 노외 중성자속 감시를 위한 검출기의 종류, 측정범위, 검출기 설치위치 및 환경조건, 검출된 중성자속 신호처리기술, 노외 중성자속 감시계통 구성, 향후 노심 및 안전해석 분야 설계진척과 함께 고려되어야 할 기술적 사항 등에 관하여 개발하였다. SFR의 원자로 용기의 크기로 인하여 중성자속 검출기의 설치 위치가 원자로 용기 내부이라는 것과 원자로 보호 및 감시를 위한 선원영역에서부터 출력영역까지의 광역 출력측정과 원자로 제어를 위한 협역 출력측정이 동시에 가능한 광역 검출기를 사용한다는 특징이 있다. 현재 이 조건들을 만족하는 상용화된 검출기가 없기 때문에 검출기 제작사와의 공동연구를 통해 개발되어야 한다.

따라서 이 보고서는 향후 추진될 노외 중성자속 검출기 설계 및 제작과 노외중성자속 감시계통의 예비 및 상세설계 단계에서 활용될 수 있을 것이다.

Abstract

For developing the sodium-cooled fast reactor (SFR), an ex-core neutron flux monitoring system (ENFMS) should be designed to maintain the reactor safely and to regulate the reactor power.

This report summarizes the results of study on types of detector for monitoring of neutron flux in SFR, measuring ranges, location of detectors within the reactor considering the environmental conditions, digital signal processing technologies for the neutron flux signals, design concept for configuration of the system, and a few of technical issues to be considered along with the reactor core design and safety analysis field design advance in the future.

There are two design features in the ENFMS of SFR. One is that detectors are located within the reactor vessel, due to that the diameter of SFR reactor is larger than that of the conventional pressurized water reactor (PWR). The second is that a wide_range neutron flux detectors are applied, which are able to measure not only the wide_range output from source range to power_range being used for the reactor protection and monitoring but also the narrow_range output being used for the reactor control. But unfortunately, there is no commercialized detector in which it satisfies the system design requirements. Therefore the detector has to be developed through the joint research with the detector supplier.

Accordingly, this report will be able to be used for the design and fabrication of wide_range neutron detectors to be performed in the near future, and will be referred to the design of ENFMS at preliminary and detail design stages in the next future.

목 차

요약문	i
Abstract	ii
제 1 장 서론	1
제 2 장 관련 법규 및 기술기준	3
1. 규제지침	3
2. 기술기준	4
제 3 장 SFR 노외 중성자속 검출기 설계	6
1. 검출기 기능	6
2. 검출기 측정범위	7
3. 검출기 설치위치 및 환경조건	10
4. 중성자속 검출기의 수명과 환경요인	11
5. 기계 구조적 요인	12
6. 외국 소듐냉각고속로 노외 중성자속 감시계통 검출기	13
7. 상용 노외 중성자속 감시계통 검출기 사양 비교	15
제 4 장 SFR 노외 중성자속 감시계통 구성	17
1. 광역 중성자속 감시계통 설계요건	17
2. 소형 검출기 어셈블리 구성	20
3. 디지털 신호처리부 설계	22
4. SFR 노외 중성자속 감시계통 구성도	24
제 5 장 SFR 노외 중성자속 감시계통 설계보완	25
1. 노외 중성자속 감시계통 기능 중 사고후 감시에 관한 설계검토	25
2. 원자로 기동시 선원영역 출력 측정용 검출기 고려	27
3. 광역 노외 중성자속 검출기 사용에 따른 영출력 원자로 특성시험	27
참고문헌	29

부 록	30
부 록 1 : SFR 내외부 중성자속 누설분포 설계서	31
부 록 2 : 원자로 내부 설치 계측기 안내관 설계서	34
부 록 3 : 계측기 제작회사에 대한 공동연구 제안서	36



표 목 차

표 1	설치 위치별 장단점	9
표 2	주요 중성자속 검출기의 사양 비교	16

그림 목 차

그림 1	상용 노형의 중성자속 감시계통 측정범위	8
그림 2	노심 주변의 중성자속 분포 및 검출기 설치 후보영역	9
그림 3	중성자속 누설 프로파일에 따른 계측기 후보의 측정가능 영역 및 제한사항	10
그림 4	소듐냉각고속로 원자로 내부설치 중성자속 검출기 집합체 예비 구성도	21
그림 5	SFR 노외중성자속 감시계통의 채널 구성도	22
그림 6	단순화된 중성자속 감시개념	24
그림 7	노외 중성자속 감시계통 사고후 감시변수	26

제 1 장 서 론

SFR의 출력을 측정하여 원자로를 제어 및 보호하고 감시하기 위하여 노외 중성자속 검출계통이 필요하다. 현재까지 상용 원자로는 원자로와 주요 기기가 분리된 형태를 가지는 루프형으로 설계되므로 원자로출력은 원자로용기 외부에서 측정하는 것이 일반적이다. 반면 SFR은 원자로, 중간 열교환기 및 주냉각재 펌프가 원자로용기 내에 설치되는 일체형 원자로형을 채택하고 있다. 일체형 원자로의 경우 원자로용기 외부에 중성자속 검출기를 설치하기가 곤란하다. 이는 루프형 원자로에 비해 일체형 원자로의 용기의 직경이 커짐에 따라 원자로용기 외부에서의 중성자 플루언스(Fluence)가 적어지므로 중성자속 검출기의 감도가 현저히 떨어지기 때문이다. 따라서 SFR 노외 중성자속 검출기는 원자로용기 내에 위치하지만 노심의 부근에 설치되어야 할 것으로 분석되었다.

노외 중성자속 감시계통은 안전등급의 원자로보호용 신호생성, 제어용신호생성, 그리고 기동영역의 감시신호 검출기능을 수행하며, 이를 위하여 신호처리하는 펄스계수(Pulse counting) 모드, 교류(MSV; Mean square voltage)모드, 직류모드를 적절히 조합하여 사용한다. 기존 상용로의 경우 기동채널은 펄스계수모드, 보호용 신호는 세가지 모드 전부, 제어용 신호는 직류모드를 사용하며, 이들 각각은 별도의 시스템과 검출기로 분리되어 있는 개념이다. 그러나 기술발전과 함께 검출기 성능이 향상됨에 따라 측정범위가 넓어짐으로 인해 안전등급의 감시계통으로 보호용 신호생성은 물론 제어 및 감시용 신호도 생성이 가능한 단순화된 광역중성자속 검출기의 사용을 제안하였다. 노외 중성자속 검출기의 설치위치를 원자로용기 내부로 설계할 경우 설치환경 즉, 고온과 소듐환경을 고려한 검출기가 설계되어야 하며, 특히 사고후감시 기능을 위한 검출기의 설치위치 및 환경조건이 분석되어야 한다.

본 보고서에서는 검출기의 내구성과 정확도를 결정하는 감도(Sensitivity)를 분석하였으며, 분석결과를 향후 계측기 제작시 제작사양으로 사용하고 시험을 통하여 사양의 타당성을 확인하여야 한다. 또한 노외 핵계측기가 원자로용기 내의 정확한 설치위치를 결정하기 위해서는 기동 및 전출력 시에 계산된 중성자속 플루언스를 바탕으로 후보군의 설치위치를 결정하고, 향후 프로토타입 시험을 통하여 정확한 위치를 결정하여야 한다.

노외 중성자속 검출계통에서 현재 사용되는 신호처리부는 대부분이 아날로그기술 기반으로 제작, 사용되고 있다. 그러나 이 계통과 연계되는 타 계측 제어계통의 기술발전 뿐만 아니라, 노외 중성자속 검출계통에서 사용되는 아날로그 기기들의 단종에 따른 보수유지의 어려움 등으로 인하여 디지털기술 기반의 신호처리부의 개발이 요구되고 있다. 본 보고서는 이에 관하여 분석하였다.

SFR 노외 중성자속 검출기는 제작성을 확인하기 위하여 외국의 검출기 제작사와 공동으로 개발한 후 이를 실제 검출기가 설치되는 유사한 환경에서 시험 및 검증되어야 한다. 특히 검증시험을 위한 유사환경에서는 고온 및 소듐 환경조건 뿐만 아니라 원자로용기의 환경에 대하여 검출기를 보호하기 위한 보호관(Thimble)과 유속과 진동 등이 함께 고려되어야 할 것이다.



KAERI

제 2 장 관련 법규 및 기술기준

1. 규제지침

- 1) 10CFR50 Appendix A, ““General Design Criteria for Nuclear Power Plants””.
- 2) Reg. Guide 1.29, ““Seismic Design Classification””, Rev. 03 September 1978
- 3) Reg. Guide 1.68, ““Initial Test Program for Water Cooled Nuclear Power Plants””, Rev. 02, August 1978
- 4) Reg. Guide 1.75, ““Physical Independence of Electric Systems””, Rev. 03 February 2005.
- 5) Reg. Guide 1.89, ““Environmental Qualification of Certain Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants””, Rev. 01, June 1984.
- 6) Reg. Guide 1.97, ““Instrumentation for Light Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident””, Rev. 03 May 1983.
- 7) Reg. Guide 1.97, ““Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Plants””, Rev. 04 Apr. 2006.
- 8) Reg. Guide 1.100, ““Seismic Qualification of Electric and Mechanical Equipment for Nuclear Power Plants”” Rev. 02, June 1988
- 9) Reg. Guide 1.168, ““Verification, Validation, Reviews, And Audits for Digital Computer Software used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”” Rev. 1, February 2004.
- 10) Reg. Guide 1.180, ““Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio Frequency Interference in Safety Related Instrumentation and Control Systems”” Rev. 00, January 2000.

2. 기술표준

- 1) ASME NQA-1-1997 with 1999 addend, Subpart 2.2 "Quality Assurance Requirements for Packaging, Shipping, Storage and Handling of Items for Nuclear Power Plants".
- 2) ANSI/ANS 51.1-1983(R1988) "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants".
- 3) IEEE Std. 323-1983 (R2003), "Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations"
- 4) IEEE Std. 338-1987, "Standard Criteria for Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems".
- 5) IEEE Std. 344-1987(R2004), "Recommended Practice for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations".
- 6) IEEE Std. 383-1974(R2003) "Standard for Type Testing of Class 1E Electric Cables, Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations".
- 7) IEEE Std. 384-1992 "Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits".
- 8) IEEE Std 420-2001 "Standard for Design and Qualification of Class 1E Control Boards, Panels and Racks used in Nuclear Power Generating Stations"
- 9) IEEE Std. 497-2002 "Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations".
- 10) IEEE Std. 577-1976 "Standard Requirements for Reliability Analysis in the Design and Operation of Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations".
- 11) IEEE Std. 603-1998 "IEEE Standard Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations".
- 12) IEEE-730-1989 "IEEE Standard for Software Quality Assurance Plans"
- 13) IEEE-828- 1998 "IEEE Standard for Software Configuration Management Plans".
- 14) IEEE-829-1998 "IEEE Standard for Software Test Documentation".
- 15) IEEE-830-1998 "IEEE Standard for Software Requirements Specifications".
- 16) IEEE-983-1986 "IEEE Guide for Software Quality Assurance Planning".
- 17) IEEE Std. 1012-1998 "IEEE Standard for Software Verification and Validation".

- 18) IEEE Std. 1016-1998” IEEE Standard for Software Design Descriptions”.
- 19) IEEE 7-4.3.2 (2003) “Standard Criteria for Digital Computer in Safety Systems of Nuclear Power Generating Stations”
- 20) UL 94 “Standard for Tests for Flammability of Plastic Materials for Parts in Devices and Appliances”.
- 21) NEMA ICS-1-1993 “Industrial Controls and Systems General Requirements”.



제 3 장 SFR 노외 중성자속 검출기 설계

본 장은 SFR의 원자로출력을 측정하기 위한 노외 중성자속 감시계통에서 사용되는 검출기에 대한 주요 설계사양을 선정하고, 선정된 사양에 대한 검토 및 분석 내용을 기술한다.

1. 검출기 기능

노외 중성자속 검출기는 원자로의 중성자속을 측정하여 원자로 출력을 감시한다. 원자로형에 따라 측정범위는 다르지만 일반적으로 노외중성자속 감시계통은 선원영역($1.0E-8\%$)에서 150%(또는 200%) 출력까지의 광역신호와 원자로 출력운전영역인 1% ~ 150%(또는 200%)의 협역신호로 구분되어 생성되며, 이 신호는 전치증폭기 및 신호처리부를 거치면서 전기신호로 변환된 후 원자로 보호계통, 원자로 제어계통 및 제어실 운전원을 위한 감시계통에 전달된다.

가. 안전기능

안전채널은 노심에 수직으로 설치된 다수 개의 핵분열함으로 구성되어 있어 축방향 출력분포를 측정하여 이들 측정치에 대한 대표치를 계산하여 원자로보호계통의 트립변수로 제공하며, 각각의 개별 축방향 출력정보를 노심보호연산기에 제공한다. 노심보호연산기에서는 이를 이용하여 국부출력밀도(Local Power Density, LPD) 와 핵비등이탈률(Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR)을 생성하여 트립변수로 활용한다.

일체형 원자로 용기내에 설치되는 광역 노외중성자속 감시계통은 SFR의 전 운전영역에 대해 하나의 검출기로 모든 준위의 원자로 보호관련 기능을 수행한다.

나. 제어기능

노외 중성자속 감시계통은 제어를 위한 전용채널이 2 개 설치된다. 일

반적으로 제어채널의 측정범위는 1 ~ 125 % 영역이며, 이 신호는 원자로 출력제어계통 등의 운전을 위한 입력을 제공한다.

다. 감시기능

운전원에게 제공되는 각종 노외 중성자속 관련 정보는 SFR 일체형 원자로를 포함한 모든 노외 중성자속 감시계통에서 대동소이 하다. 그러나 계측기의 종류 및 채널 공유 등에서는 상당히 다른 설계를 가진다. 정상운전, 기동 및 과도상태 운전, 사고후 감시 등을 위한 상세한 감시기능 및 기능별 운전정보는 예비설계단계(Preliminary Design Stage)에서 정의된다.

2. 검출기 측정범위

SFR 노외중성자속 감시계통은 채널간 중첩성 요건을 만족하기 위하여 독립된 4 개의 채널을 가지며, 각 채널은 3개 또는 다수 개의 분열함(Fission Chamber)을 갖는다. 중앙부에 위치하는 분열함은 기동 및 광역에 해당하는 중성자속을 측정함과 동시에 원자로 출력영역에 해당하는 선형출력을 측정한다. 반면에 상하부에 존재하는 분열함은 원자로 출력영역에 해당하는 선형출력을 측정한다.

SFR 노외중성자속 검출기의 운전범위는 약 10^{-8} % 원자로 출력에서 150 (또는 200) % 원자로 출력까지로 설정하였다. 이는 기존 경수로 대비 약 1 ~ 2 decades 가 줄어든 측정 범위를 갖는데, 이 범위는 외국의 소듐냉각고속로의 경우와 대동소이하다. 그림 1은 대표적인 상용 원자로의 노외중성자속 감시계통의 측정범위를 나타낸다.

설정된 운전범위를 바탕으로 KALIMER-600의 예비 중성자속 누설 프로파일을 이용하여 원자로 용기내 위치별 중성자속 측정 민감도를 분석하였다. 그림 2에서 보는 바와 같이 노심 센터 부근에는 중성자속 분포가 $\sim 3 \times 10^{15}$ nv 이고 노심 지지배럴과 원자로용기 사이에는 $\sim 6 \times 10^{10}$ nv - $\sim 6 \times 10^5$ nv, 원자로 외부는 $\sim 6 \times 10^4$ nv 이하이다. 원자로 용기밖에 중성자속 검출기를 설치할 경우 상용화된 계측기 중 가장 측정 민감도가 좋은 검출기를 사용한다 하더라도 모든 운전범위를 측정하기 곤란하므로 SFR 중성자속 검출기는 원자로

용기 내부에 위치하여야 한다.[표 1 참조] 그림 2는 각각의 후보 검출기에 대해 설치 위치별로 적용성 검토결과를 나타낸다. 경수로에서 사용되고 있는 핵분열함은 노외설치는 불가능하며, 큰 크기로 인해 노내설치도 불가능하다. 대표적인 상용 핵분열함인 프랑스 Photonis 사의 CFUZ 시리즈 소형 핵분열함은 노심 내에 설치될 경우에만 타당성이 있는 것으로 나타났고, 기존에 사용되는 BF3 계수기를 노외에 설치할 경우 약 3 ~ 4 디케이드 정도의 중성자속 측정이 가능한 것으로 나타났다. Reuter Stokes 사의 소형 핵분열함은 노심과 원자로용기 사이에 설치할 경우 소듐냉각고속로 광역 측정 중성자속 검출기의 운전범위를 만족하므로 중성자속 프로파일 검토결과 가장 적용성이 좋은 것으로 나타났다.

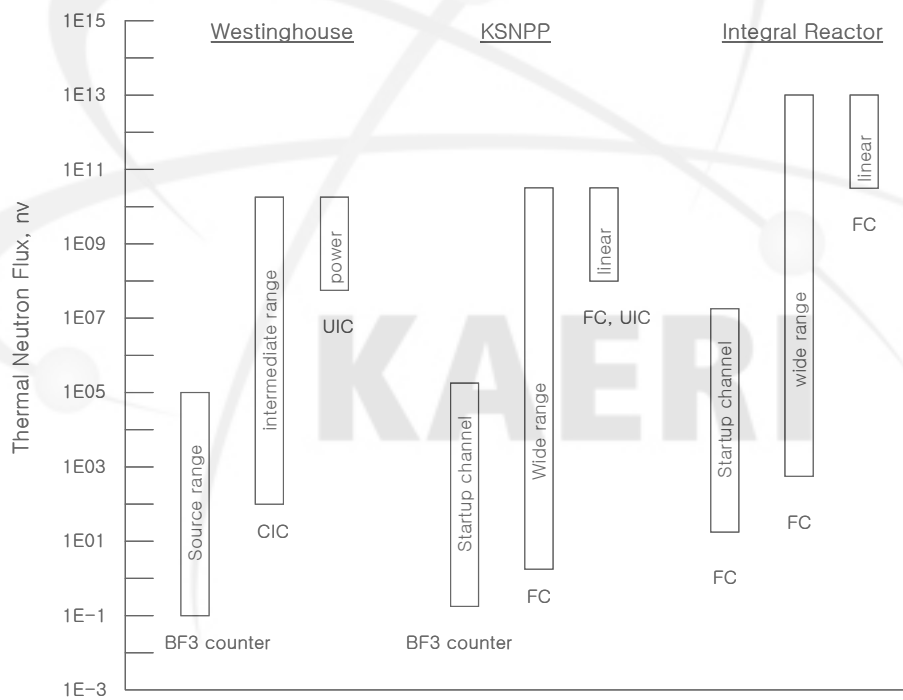


그림 1. 상용 노형의 중성자속 감시계통 측정범위

표 1. 설치 위치별 장단점

	장점	단점	검출기	후보
I 안	모든 측정영역 만족	설치복잡, 수명단축, 고온/크기제한	FC, IC, BF ₃	X
II안	모든 측정영역 만족	설치복잡, 고온/크기제한	FC, IC, BF ₃	O
III안	설치단순, 환경영향/크기제한 적음,	기동(선원) 영역 측정난이	FC, IC, BF ₃	O
IV안	III안과 동일	III안과 동일, 축방향 중성자속 측정불가능	FC, IC, BF ₃	X

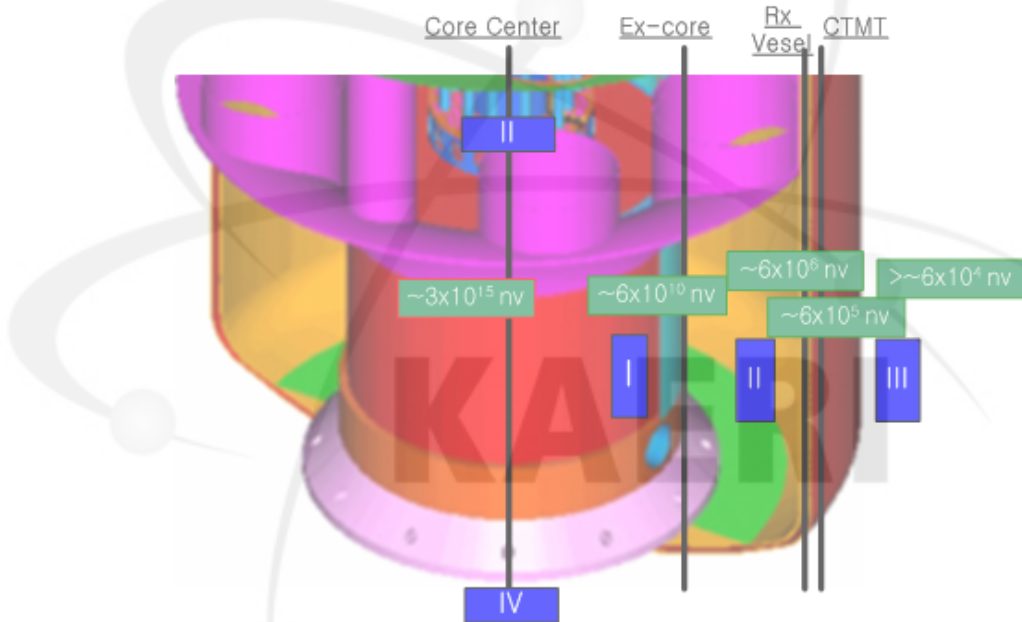


그림 2 노심 주변의 중성자속 분포 및 검출기 설치 후보영역

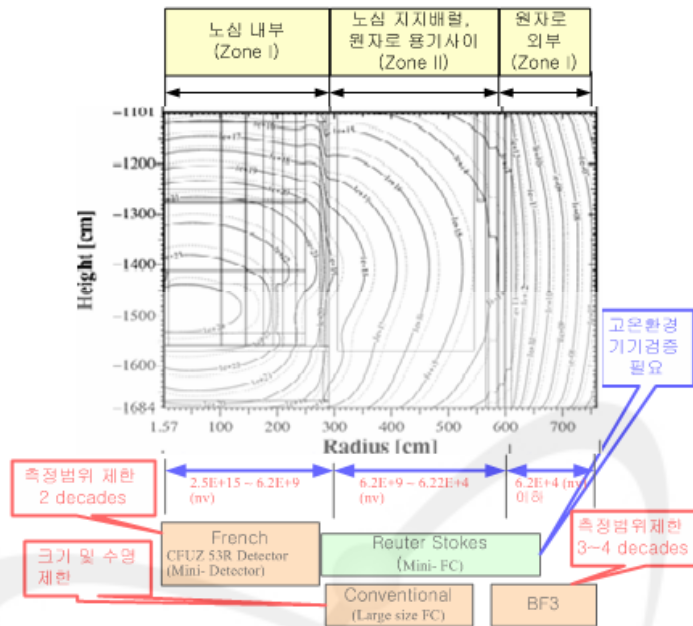


그림 3 중성자속 누설 프로파일에 따른 계측기 후보의 측정가능 영역 및 제한사항

3. 검출기 설치위치와 환경조건

예비 중성자속 누설 프로파일을 이용하여 노외 중성자속 검출기에 대한 측정 민감도를 분석한 결과, 원자로 용기 외부에 검출기를 설치할 경우 모든 운전범위를 측정하는 것이 곤란한 것으로 평가되어, 노외 중성자속 검출기는 원자로 내부에 위치하는 것으로 설계되었다. (그림 3 참조)

또한 검출기 수명을 중성자 플루언스 인자를 중심으로 평가한 결과, 일부 상용의 소형 핵분열함의 경우 60년 이상의 수명은 보장되는 것으로 입증된 바 있다. 그러나 상용의 노외 중성자속 검출기에 대한 고온에서의 건전성은 별도의 검증이 되어야 하며, 소듐환경에 직접적으로 노출되는 것을 방지하기 위해 압력경계를 이루는 검출기 하우징 설계가 필요한 것으로 평가된다.

고온에 대비한 검출기 집합체 설계 시 고려해야 될 기술적인 주요 현안은 크게 고온 환경에서의 검출기 집합체 및 신호 케이블의 건전성 확보 문제와 넓은 운전온도 범위에서 사용함에 따른 불확실도 증가를 줄이는 방안으로 요약된다.

고온 환경에서의 검출기 집합체 및 케이블 건전성에 대한 평가 결과 지금까지

지 경수로 대비 고온 환경에서 전 범위 측정이 가능한 핵분열함 어셈블리는 적용 경험이 없으나 BF3 계수기 집합체의 경우 설계 및 적용경험이 있는 것으로 나타났다. SFR에의 적용을 위해서는 모든 범위를 측정할 수 있는 고온용 핵분열함 어셈블리의 조기 개발 및 검증은 필수적이다. 사전 준비작업으로 계측기 제작 전문회사에 기술자문한 결과, 600 °C 까지 견딜 수 있는 핵분열함 어셈블리의 제작이 가능한 것으로 대답되었으며, 따라서 검출기 제작 전문회사와의 공동연구를 통해 설계요건 및 사양을 개발하는 것이 보다 효과적일 것이라 판단된다.

넓은 예상운전온도 범위 (상온~600 °C)에서 중성자속을 측정할 경우 원자로 내부에 설치한 소형 핵분열함이 온도 민감도 차이로 인해 측정 불확실도가 증가하므로 온도계수를 보상해 주는 추가적인 회로가 필요한 것으로 사료된다. 온도에 따른 측정 민감도는 비례적이므로 중성자속 감시계통에 원자로 내부 온도측정을 위한 열전대 신호를 입력받아 검출기 사양에서 제시하는 온도계수를 보정함으로써 해결 가능한 것으로 분석되었다.

4. 중성자속 검출기의 수명과 환경요인

검출기의 수명에 영향을 주는 인자는 검출기 설치위치에서의 중성자 플루언스 (nvt)이며, 이외에도 감마선 등 중성자 이외의 플루언스 분포, 온도/압력/습도 등이다. 수명 예측을 위해 검출기의 설치위치는 원자로 용기 내, 즉 노심과 원자로용기 사이로 가정하였다. 기존의 원자로 밖에 설치되었던 핵분열함의 경우에는 기존보다 10배 이하의 감소한 수명을 갖으며, Photonis사의 CFUE32 핵분열함도 약 10배 감소한 수명을 갖는다. 반면에 Reuter Stokes 사의 소형핵분열함의 경우 최대 중성자 조사량 허용치가 속중성자의 경우 1.98×10^{22} nvt로서 소듐냉각고속로의 1.24×10^{20} nvt 보다 큰 값을 가짐으로서 60년 이상의 수명은 보장되는 것으로 나타났다.

소듐냉각고속로의 온도범위에 따른 각각의 검출기 후보에 대한 영향을 분석한 결과 검출기 크기가 소형화될수록 온도변화에 민감한 것으로 조사되었다. 기존의 대형 핵분열함은 0.05%/°C의 온도민감도를 갖는 반면 Reuter Stokes 소형 핵분열함은 0.18 %/°C로 나타났다. 이를 소듐냉각고속로의 온도범위에 적용할 경우 정상조건에서 온도에 따라 최대 약 60%이상의 측정 민감도의 차이를 지니므로 이에 대한 대책이 필요한 것으로 나타났다. 이를 보상하기 위

해 액체소듐의 온도를 이용하여 증폭이득을 조절하거나 공급전압을 조정해주는 방안을 제안하였다.

5. 기계 구조적 요인

SFR 원자로는 주요 일차계통 기기가 원자로 안에 설치되므로 원자로 안은 매우 복잡한 구조를 지닌다. 이에 따라 광역 중성자속 검출기 집합체를 설치할 공간의 위치, 공간크기 등에 대해서는 선택의 여지가 별로 없는 실정이다. 일체형 원자로 광역 중성자속 검출기를 설계 및 제작할 때 검토가 필요한 사항은 검출기 집합체의 허용크기, 삽입 및 제거의 용이성 등 보수유지 관점이다.

가. 집합체의 크기

1) 설계제한사항

기존 경수로의 검출기 집합체 크기와 허용 가능한 SFR 원자로 광역 노외중성자속 검출기 집합체의 크기는 비교 대상이 아니다. 기존 경수로의 경우 설치공간이 충분하여 검출기 집합체의 크기에 구애받지 않았으나, SFR 경우는 엄격하게 그 크기가 제한된다. 이는 검출기로 분열함을 사용한다고 가정할 때 기존 경수로의 검출기 집합체의 설계 및 제작은 크기 측면에서 유연성을 많이 지니고 있으나, SFR의 경우는 특수하게 제작되어야 하는 것을 의미한다. 검출기 집합체 당 3 개 또는 다수 개의 검출기가 설치되어야 하므로 단일 검출기의 크기 및 반경은 추정 가능하다고 하겠다.

2) 해결방안

50 mm의 직경을 갖는 계측기 안내관 내에 장착할 수 있는 검출기 집합체를 검토한 결과 광역 측정능력을 갖는 Reuter Stokes 사의 핵분열함기 장착 가능한 것으로 나타났다. 이 핵분열함은 직경이 약 14 mm, 길이 200 mm의 사양을 가지며, 검출기에 대한 내압력, 침수환경에 대한 밀봉 등을 위한 추가 하우징을 설치하여도 충분히 계측기 안내관에 설치 가능할 것으로 판단된다.

SFR 원자로의 총 노심 길이를 고려할 때 200 mm의 검출기를 3 또는 다수 개 축방향으로 설치가 가능하다. 그러나 핵분열함의 민감도 영역이 노심크기에 비해 지나치게 작아 중성자속의 국부적인 섭동(perturbation) 측정에 문제

가 있을 가능성이 있다. 이를 해결하기 위해서는 축방향으로 핵분열함을 다수 설치하는 방안과 핵분열함을 재설계하는 방법을 고려할 수 있다. 축방향으로 핵분열함을 다수 설치하는 방안은 신호처리로직이 복잡해지는 단점을 가지고 있으며, 핵분열함을 재설계하는 방법은 제작비용의 증대가 예상된다.

설계중인 SFR 원자로의 노심크기를 고려하였을 때 Reuter Stokes 사의 표준 핵분열함을 축 방향으로 설치할 수 있을 것으로 판단된다.

나. 유지보수 관점

1) 설계제한사항

검출기 집합체는 유지보수를 위하여 계측기 안내관에 삽입 및 인출이 가능해야 하며, 이를 위해서는 계측기 안내관이 직선 형태이어야 이상적이다. 검출기 집합체의 구성부분 중 절대 구부러질 수 있는 부분과 구부러지지 않는 부분이 존재하는데 구부러지지 않는 부분은 개별적인 검출기 부분이며, 구부리는 설계가 가능한 부분은 검출기 사이의 연결부분, 그리고 케이블 집합체 부분이다.

2) 해결방안

검출기 집합체는 유지 보수를 위하여 계측기 안내관에 삽입 및 인출이 가능해야 한다. 이러한 문제를 해결하는 방법은 계측기 안내관의 내경을 더욱 크게 만들거나 계측기 안내관을 직선화하는 방법이 있다. 두 가지 모두 원자로내의 조밀한 구조물 설치로 인해 상당히 제약을 받는 실정이나, 보다 현실적인 방법은 계측기 안내관이 직선형태가 가능한 장소를 선정하는 것이다. 만일 직선화된 계측기 안내관이 존재할 경우 하나의 검출기 하우징 내에 다수 개의 핵분열함을 포함시킴으로써 설계 및 제작이 단순해지는 장점이 있으며, 더 나아가 압력경계의 설계 및 제작, 습분에 대한 대책 등이 비교적 용이해질 것으로 판단된다.

6. 외국 소듐냉각고속로 노외 중성자속 감시계통 검출기

가. CRBRP

CRBRP의 중성자속감시계통은 원자로 정지계통을 위한 광역 중성자속 검출기, 선원영역 중성자속 감시를 위한 중성자속 검출기, 그리고 원자로 정지 및 제어입력을 위한 출력영역 중성자속 검출기로 구분된다. 원자로정지계통에

사용되는 중성자속 계측기는 두 가지 종류이다. 이차 정지계통에는 보상전리함 3개가 이용되며, 이들은 출력영역의 중성자속을 감시하는데 이용된다. 이차 정지계통에는 핵분열함 3개가 이용되며, 이들은 광역의 중성자속을 감시한다.

1) 선원영역 중성자속 검출기

CRBRP의 선원영역 중성자속 검출범위는 $0.4 \sim 1e4$ nv ($1 \sim 1e6$ cps) 이다. 이는 BF3 비례계수기에 의해 감지되며, 이 검출기의 설치위치는 원자로 밖에 설치된다.

2) 광역 중성자속 검출기

광역 중성자속 검출기는 U(235) 핵분열함이며 운전범위는 기동영역에서 최소한 140% power 까지 이다. 기동영역은 자료상에 수치로 나타나 있지 않지만 통상 타 소듐냉각고속로의 경우를 살펴볼 때 $10e-7\% \sim 100e-6\%$ power 정도이다.

3) 출력영역 중성자속 검출기

출력영역 중성자속 검출기는 B(10) 보상전리함이며 운전범위는 원자로출력 1% 미만에서 전출력(100%) 이상이다. 이 신호는 원자로 정지기능과 원자로제어기능 모두에 사용된다.

나. PRISM

PRISM의 중성자속감시계통의 측정범위는 $1e-6\% \sim 130\%$ 의 원자로 출력범위를 감시한다. 이 범위는 제어 및 보호 그리고 사고감시를 위한 모든 것을 포함한다.

안전등급의 출력영역 중성자속 감시는 과도한 반응도 삽입과 관련된 신호를 제공하고, 노심의 과출력을 방지한다. 중성자속 감시 신호는 노심의 중성자속과 비례한다. 이 감시기는 원자로 밖의 콘크리트 사일로에 있는 드라이월에 위치한다.

저준위 영역의 중성자속 검출기는 원자로 용기내 UIS 외곽근처의 드라이월에 위치한다. 이 검출기는 원자로 정지 또는 재장전시 노심출력과 미임계상태를 측정한다.

다. ABTR

ABTR의 중성자속감시계통의 기능은 첫째 원자로 기동과 효율적인 발전소 제어를 위한 측정수단을 제공하고, 둘째, 핵연료 재장전 및 유지보수시 반응도를 감시하며, 셋째, 핵연료 건전성을 해치는 비정상조건을 감지한다. 따라서 중성자속 감시계통은 발전소 정상운전시 제어신호를 제공하고, 핵연료 시험프로그램을 위한 측정수단을 제공한다.

중성자속 감시계통의 측정범위는 ~1W에서 300 MWt 이며 이 시스템은 3가지의 검출기로 구성된다. 선원영역 중성자속 검출기는 초기노심장전, 기동, 정지 및 재장전시 사용된다. 중간영역 중성자속 검출기는 ~100W부터 1MW 까지의 측정영역을 가지며 출력영역 검출기는 핵분열함으로써 ~100kW부터 300 MW 까지의 중성자속을 감지한다.

ABTR의 중성자속 검출기는 원자로 용기 밖과 내에 동시에 설치된다.

7. 상용 노외 중성자속 감시계통 검출기 사양 비교

기존 경수로에서 사용되었던 핵분열함 또는 비보상진리함으로는 소듐 냉각고속로의 요구사항을 만족시키지 못함으로 우선 연구 개발 중이거나 다른 노형의 원자로 내에서 사용되었던 검출기를 조사하였다. 표 2는 조사된 검출기의 사양을 나타내었다.

표 2에서처럼 웨스팅하우스 형 가압경수로의 이동형 노내 핵계측기로 사용된 핵분열함은 노내에 설치되었으므로 고 중성자속의 측정이 용이한 장점을 지닌다. 그러나 측정영역이 원자로의 출력영역에 국한된 것이 단점이다.

미국의 TGM(Thermo Gamma-Metrics)사가 개발하여 고리1, 2호기 등, 웨스팅 하우스형의 기존 노외 핵계측기를 대체하여 설치된 핵분열함의 경우 노외용으로 개발되어 고 중성자속 관련 현안을 만족시키지는 못한다. 그러나 하나의 검출기(핵분열함)로 전 운전영역을 측정 가능하다는 장점을 지닌다.

프랑스에서 개발 중이었던 노내용 핵분열함은 원자로의 출력운전 영역 측정을 목표로 개발한 것으로서 광역운전영역을 측정하지는 못한다.

미국 GE사 형의 비등경수로에 사용된 노내 설치 핵분열함은 중성자속 측정영역, 크기 등에서 가장 우수한 것으로 평가된다. 그러나 온도, 습도 측면에서는 소듐냉각고속로의 요구사항을 만족하지 못할 것으로 판단된다.

표 2 주요 중성자속 검출기의 사양비교

	WH 형 이동형 노내 검출기 (FC)	Maple unit 1&2 고리 1&2 (Replacement)	French Fission Chamber(in-core) (CFUZ 53R)	BWR 노내 핵분열합
중성자속 영역	~ 10 ¹³ nv - 10 ¹⁴ nv	10 ² nv - 10 ¹⁰ nv 2.5x10 ¹⁰ nv max	10 ⁻¹² -10 ⁻¹⁴	up to 10 ⁻¹⁴
측정영역	출력운전영역	10 ⁻⁹ - 200 %	출력운전영역	10 ⁻⁸ - 200 %
온도	up to 350 °C	0-150 °C (normal), up to 220 °C (DBE)	up to 350 °C	up to 350 °C
습도	dry condition	10%-95%(normal) steam (DBE)	no data	dry condition
압력	conduit 가 압력경계 형성	0 - 0.035 MPa(normal) 0.035-0.42 (DBE)	no data	약 8.5 MPa
높이		as required	10 cm	20 cm
직경		95 cm	1.5 cm	1.5 cm

KAERI

제 4 장 SFR 노외 중성자속 감시계통 구성

SFR 노외 중성자속 감시계통의 구조 및 주요 설계사양에 관하여 분석하였다.

1. 광역 중성자속 감시계통 설계요건

기존의 노외 중성자속 감시계통과 SFR 일체형의 특수한 설계현안으로부터 설계요건을 정리하였다.

가. 기능요건

광역 중성자속 감시계통은 핵연료로부터 생성되는 중성자속을 감지하여 원자로를 보호하기 위한 안전등급신호의 생성하며 전 운전영역에서 제어등급 신호를 생성하고 사고후감시 및 선원영역 신호를 주제어실에 제공하는 기능을 수행한다.

1) 보호용 신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 선원영역에서부터 150(또는 200)% 출력까지의 범위에 대한 중성자속 신호를 생성하여 보호계통에 전달한다. 보호영역의 열선속(Thermal Flux) 측정은 독립된 네 개의 채널에 의해 이루어진다.

가) 광역출력신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 선원영역($1.0E-8\%$)에서 150%(또는 200%) 출력까지의 광역출력신호를 생성하여 원자로 보호계통에 전달한다. 이 신호는 원자로 기동시 원자로 출력의 급작스런 증강에 대해 원자로를 보호하기 위한 고 출력증배계수 트립의 입력변수로 사용되며, 저출력(약 1%)시에 원자로 과출력 트립의 입력변수로 사용된다.

나) 협역출력신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 원자로 출력운전영역인 0% - 150% (또는 200%)의 협역운전영역 동안 중성자속 출력신호를 생성하여 원자로 보

호계통에 전달한다. 협역영역신호는 각각의 원자로 운전모드에서 원자로 과출력 트립의 입력변수로 활용된다. 협역출력신호는 세 개의 검출기에서 나온 선형출력에 대한 대표값을 제공해야 한다. 아울러 각각의 검출기 출력신호는 또한 보호계통의 SCOPS(SMART COre Protection System) 모듈에 입력되어 국부출력밀도(Local Power Density: LPD) 및 핵비등이탈율(DNBR)을 계산하는데 사용된다.

2) 제어용 신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 보일러 전 운전범위에 대한 열선속 자료를 제어계통에 전달해야 한다. 제어영역의 열선속의 측정은 두 채널에 의해 이루어진다.

가) 광역출력신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 선원영역($1.0E-8\%$)에서 125% 출력까지의 광역출력신호를 생성하여 원자로 제어계통에 전달해야 한다.

나) 협역출력신호 생산

광역 중성자속 감시계통은 원자로 출력운전영역인 0% - 125%의 협역운전영역 동안 중성자속 출력신호를 생성하여 원자로 제어계통에 전달해야 한다.

3) 감시용 신호 생산

가) 비안전급 감시용

광역중성자속 감시계통은 모든 준위의 중성자속을 측정 처리하여 정보처리계통과 경보 및 지시계통에 전달하여 운전원에게 그 정보가 제공될 수 있도록 한다. 감시용 신호는 두 채널에 의해 이루어진다.

① 기동시 중성자속 감시

광역 중성자속 감시계통은 다음의 운전기간 중에 선원영역($1.0E-8\%$ - $1.0E-3\%$)의 중성자속 자료를 생성하여 제공해야 한다. 이 기간 동안에는 운전원에게 가청신호를 제공할 수 있도록 관련 데이터를 전달해야 한다.

- 초기 원자로 기동
- 원자로 정지 기간(extended shutdown periods)
- 원자로 정지 또는 핵연료 재장전 후 재기동

② 광역영역 감시

광역중성자속 감시계통은 10E-8% - 150% 출력까지의 광역 출력신호를 생성하여 정보처리계통과 경보 및 지시계통에 전달해야 한다.

③ 협역영역 감시

광역중성자속 감시계통은 0% - 150% 출력까지의 협역출력 신호를 생성하여 정보처리계통과 경보 및 지시계통에 전달해야 한다.

나) 사고후 감시지시용

사고발생 또는 사고 후에 원자로 출력을 운전원에게 알려 주기 위해 독립적인 최소한의 2 채널(A, B 채널)에서 중성자속 정보를 생성하여 경보 및 지시계통에 전달해야 한다.

나. 성능요건

1) 주요 설계사양

- 광역중성자속 감시계통은 60년의 설계수명을 가진다.
- 광역중성자속 감시계통은 안전등급으로 설계한다.
 - o 광역중성자속 감시계통은 안전등급 3, Class-1E의 전기등급으로 설계한다.
 - o 그러므로 광역 중성자속 계측기 관련 모든 기기는 품질등급 1(Quality Class 1)에 따른 품질보증프로그램에 따라 제작한다.
 - o 광역중성자속 감시계통은 설치위치에 따라 기기별로 온도, 압력, 습도 등의 환경조건을 만족한다.
 - o 광역중성자속 감시계통은 내진등급 I로 설계한다.
 - o 광역중성자속 감시계통은 전자파 장애 (EMC) 요건을 만족하도록 설계한다.
- 광역중성자속 감시계통의 4 채널 중 2 채널은 사고후 감시기능을 수행할 수 있도록 설계한다.
- 광역중성자속 감시계통은 타 안전 및 비안전 계통과 연계를 가진다.
 - o 안전계통과의 연계는 안전통신망 또는 Hardwired 방식으로, 비 안전계통과의 연계는 비안전통신망을 이용하여 연계한다.

2) 설계상수

가) 최대 설계상수

광역중성자속 감시계통은 다음의 변수에 대한 최대 설계상수를 만족해야 한다.

- 최대 설계압력 : 0.5 MPa (저온풀 정상 출력시 0.4 MPa 정도)
- 최대 설계온도 : 600 °C (단, 사고후 감시채널 : (Later) °C)
- 최대 중성자속 : TBD
- 속 중성자속 누출량(Fast neutron fluence) : TBD
- 최대 상대습도 : 100% (submerged)

나) 운전 특성

광역중성자속 감시계통은 다음의 변수에 대한 운전 설계상수를 만족해야 한다.

- 측정영역 : 1.0×10^{-8} - 150 (또는 200) % 원자로 출력
- 중성자속 범위 : TBD
- 온도 범위 : 10 - 600 °C (단, 사고후 감시채널 : (Later) °C)
- 운전 수명 : 60 년

3) 설치 및 공간 요건

광역 중성자속 감시계통은 원자로 내 설치에 따른 다음의 기계적 제약사항을 만족해야 한다.

- 검출기 위치 : 노심과 원자로 사이
- 계측기 안내관의 직경 : (50) mm
- 채널 당 검출기 수 : 3 또는 다수 개
- 노심길이 : (later) mm

2. 소형 검출기 어셈블리 구성

소듐냉각 고속로의 노내 설치 광역 중성자속 측정을 위한 검출기 집합체는 총 4 개의 독립된 채널로 구성하며 각각의 채널에는 하나의 검출기 집합체가 포함된다. 그림 3.4는 제안된 검출기 집합체의 개략도이다. 검출기 집합체는 검출기 하우징, 하우징 연결부분, 케이블 집합체 및 안내관 등으로 구성된다.

검출기 하우징은 검출기와 타 원자로 구조물과의 밀봉 및 격리를 위한 부분으로서 일차계통의 고온으로부터 검출기를 보호한다. 또한 액체 소듐이 검출기 내로 유입됨을 방지함으로써 검출기의 건전성과 측정신호의 왜곡현상을 방지하는 압력경계이기도 하다. 검출기 집합체의 하우징은 상황에 따라 채널 당 3개 또는 다수 개가 될 수 있다.

그림 4는 현재까지 조사된 검출기 중 SFR 원자로의 요건에 가장 근접하다고 판단된 Reuter Stokes 사의 핵분열함을 근거로 검출기 집합체를 구성한 것이다. 핵분열함 각각마다 하우징을 설치함으로써 고온, 소듐 환경에 대비하고 계측기 안내관으로부터 자유롭게 삽입 및 제거가 가능하도록 하였다.

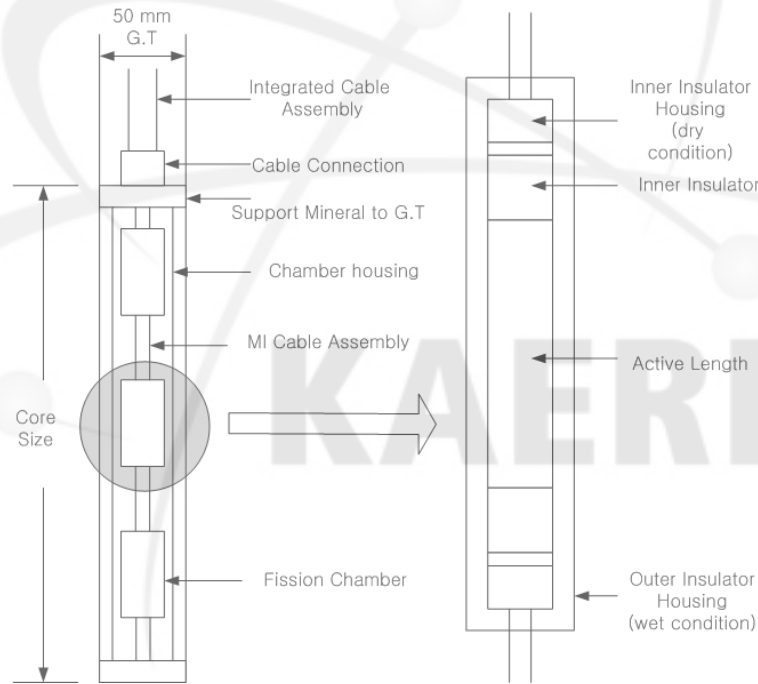


그림 4 소듐냉각고속로 원자로 내부설치 중성자속 검출기 집합체 예비 구성도

3. 디지털신호처리부 설계

가. 노외중성자속 신호처리함의 디지털화

상용화되어 있는 중성자속 신호처리함의 기능을 구현하는 대부분의 회로들이 현재 아날로그 부품으로 제작되어 있다. 원전에서의 사용경험이 많은 아날로그 회로는 기술 및 기기검증이 완료되고 실시간 응답이 보장되는 등의 장점을 지니고 있지만, 반면 아날로그 기기들이 공통적으로 갖는 부품단종에 따른 보수유지의 어려움, 열화 및 온도 등의 환경변화에 따른 정확도 및 드리프트 문제, 선형성 및 히스테리시스 문제, 신호왜곡에 따른 전송오차, 디지털화 시스템에 대한 호환성 및 융통성, 복잡한 시험회로 및 절차 등을 지니고 있다. 따라서 이러한 단점을 개선하기 위해 디지털 신호처리 기술 및 부품을 사용한다. 이 외에도 시스템을 소형화할 수 있다는 점에서 또 다른 장점을 제공한다.

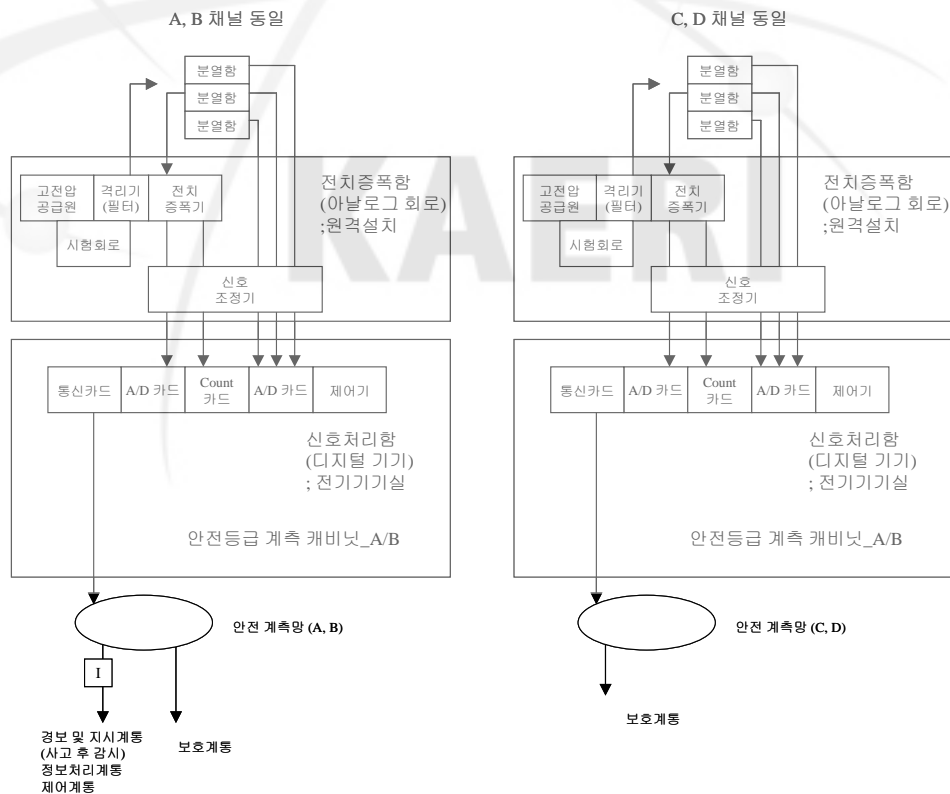


그림 5. SFR 노외중성자속 감시계통의 채널 구성도

그림 5는 중성자속 신호처리를 위한 디지털 기기를 포함하여 구성한 예이다. 대표적인 디지털 기기로는 아날로그/디지털 및 디지털/아날로그 변환기, 디지털 카운터, 중앙처리장치 프로세서, 통신카드 등이 있다. 아날로그/디지털 변환카드는 고속용과 저속용으로 나뉘는데 고속용은 광역 중성자속의 측정을 위한 것이고, 저속용은 협역 중성자속의 측정을 위한 기기이다. 고속용 아날로그/디지털 변환카드는 주로 중간영역(Mean Square Voltage (MSV) Mode)의 신호를 디지털화기 위해 사용되며, 실시간 온라인으로 노심출력 및 변화율을 산정하기 위해 카드 자체 내에서 일부의 신호처리 기능을 수행한다. 이 신호처리 기능은 RMS(Root Mean Square)연산, 대수연산 등으로서 실시간으로 정해진 로직을 수행하는 기능이다. 중앙처리장치 프로세서는 전체 신호처리함의 제어권을 가지고 또한 나머지 신호처리 로직을 수행하며, 통신카드는 타 계통과의 신호연계를 수행한다.

신호처리함은 안전등급의 신호를 취급하기 때문에 Class 1E에 해당하는 하드웨어 및 소프트웨어 검증을 거쳐야만 한다. 현재까지 개발되어 원전에서 운전경험이 있는 컴퓨터, 마이크로프로세서나 CPLD/FPGA 등과 같이 동등한 성능을 갖는 연산기기로 구현이 가능할 것으로 판단된다.

나. 통신망을 이용한 타계통 연계

아날로그기술 기반의 원전 계측제어계통은 안전등급 PLC와 비안전등급의 DCS를 기반으로 계통간 연계에 통신망을 사용하는 디지털기술 기반의 계측제어계통으로 바뀌어 적용되고 있다. 따라서 디지털 기술기반으로 설계되는 보호계통 등 타 계통과 연계를 갖는 중성자속 감시계통의 연계방식이 통신망 기반으로 설계되어야 한다.

중성자속 감시계통에서 요구되는 통신망은 종류는 다음과 같다

1) 원자로보호계통 및 노심보호연산기계통 연계

빠른 응답시간이 요구되는 원자로보호계통 입력을 위하여 I/O 입출력 카드를 통한 Hardwired를 사용

2) 원자로출력제어계통 연계

빠른 응답시간이 요구되므로 I/O 입출력을 통한 Hardwired를 사용

하거나, 또는 원자로출력제어계통에서 적용된 PLC나 DCS의 입력처리 방식에 따라 통신망을 사용

3) 제어실 경보계통 및 지시계통 연계

해당 계통에서 입력으로 요구하는 통신망으로 Field 통신망 또는 TCP/IP 기반의 Ethernet이 사용된다.

4) 제어실 정보표시계통 연계

해당 계통에서 입력으로 요구하는 통신망으로 주로 원전 비안전통신망에서 주로 사용되는 TCP/IP 기반의 Ethernet이 사용된다.

4. SFR 노외 중성자속 감시계통 구성도

SFR 노외중성자속 감시계통은 한 종류의 광역 중성자속 검출기를 사용하여 모든 영역 및 모든 종류의 신호를 생성하므로써 검출기에 접속되는 케이블 및 신호처리 기기가 여러 종류의 검출기를 사용하는 기존 경수로에 비해 계통 구성이 간단해진다는 장점을 갖는다. 아래 그림 6은 전형적인 노외중성자속 감시계통을 구성하는 채널 기기를 나타낸다.

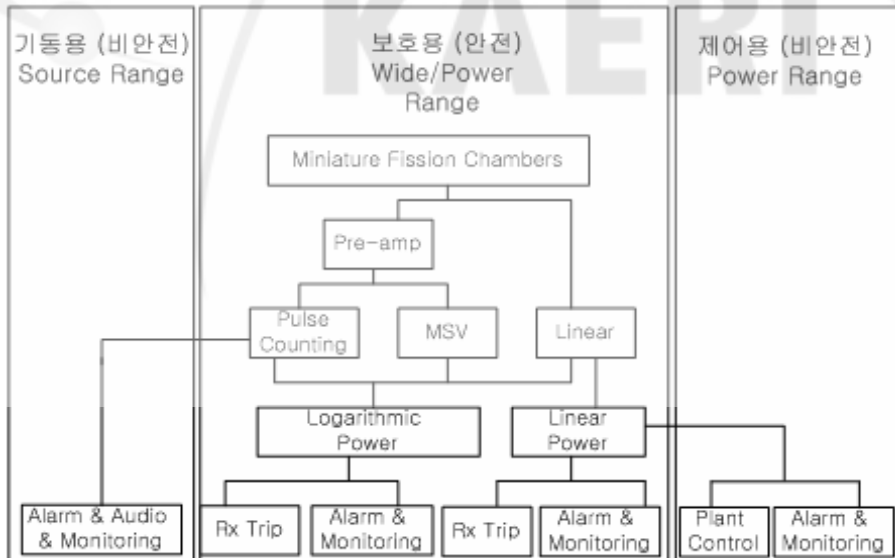


그림 6. 단순화된 중성자속 감시개념

제 5 장 SFR 노외 중성자속 감시계통 설계보완

본 장에서는 향후 예비설계 및 상세설계 과정에서 설계보완 되어야 할 내용을 기술한다.

1. 노외 중성자속 감시계통 기능 중 사고후 감시에 관한 설계검토

미국 NRC 규제지침 Reg. Guide 1.97 rev.03 Instrumentation for Light-Water-Cooled NPP to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident” 또는 Reg. Guide 1.97 rev.04 “Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for NPP” 및 IEEE Std. 497-2002 “IEEE Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations”에 따르면 원자로 출력을 감시하는 노외 중성자속 감시계통은 Reg. Guide 1.97 rev.03에서 발췌한 그림 7에서처럼 사고 후 감시 및 사고완화 운전을 위한 운전정보를 제공하도록 요구하고 있다.

이에 따라 계측제어설계자는 상용로 설계에서 전통적으로 사고후감시 채널에 대해 다음과 같이 설계하고 있다.

- 설계등급은 안전등급으로 설계, 따라서 전기등급은 Class 1E이며 내진등급은 Category 1 으로 설계
- Redundancy를 위해 두 채널로 설계
- 측정범위는 $10^{-6}\%$ ~ 100% Full Power를 포함
- 검출기 설치환경 : 모든 원자로 사고후 환경조건에서 요구되는 기간동안 (한국 표준형 발전소의 경우 200일 동안) 감시기능을 유지

기존 상용로 노외중성자속 감시계통의 검출기는 원자로용기 외부에 설치되어 있으므로 검출기 설치환경 중 설계온도는 사고시를 고려하여 182°C 이며 검출기 제작사양으로 사용되고 있다. 그러나 SFR의 경우 검출기가 원자로 용기 내부에 설치됨에 따라 (원자로 설계온도 600°C) 원자로 냉각기능이 정지된 최악의 사고를 가정했을 때 검출기가 설치되는 위치의 온도는 원자로 설계온도 600°C 를 훨씬 상회할 수 있다. 원자로 설계온도 600°C 에 따라 노외 중성자속 검출기를 설계한 경우 이러한 사고조건에서는 사고후감시 기능을 상실할 수

있다.

TABLE 3
PWR VARIABLES

TYPE A Variables: those variables to be monitored that provide the primary information required to permit the control room operator to take specific manually controlled actions for which no automatic control is provided and that are required for safety systems to accomplish their safety functions for design basis accident events. Primary information is information that is essential for the direct accomplishment of the specified safety functions; it does not include those variables that are associated with contingency actions that may also be identified in written procedures.

A variable included as Type A does not preclude it from being included as Type B, C, D, or E or vice versa.

Variable	Range	Category (see Regulatory Position 1.4 and Table 1)	Purpose
Plant specific	Plant specific	1	Information required for operator action
TYPE B Variables: those variables that provide information to indicate whether plant safety functions are being accomplished. Plant safety functions are (1) reactivity control, (2) core cooling, (3) maintaining reactor coolant system integrity, and (4) maintaining containment integrity (including radioactive effluent control). Variables are listed with designated ranges and category for design and qualification requirements. Key variables are indicated by design and qualification Category 1.			
Reactivity Control			
Neutron Flux	10 ⁻⁶ % to 100% full power	1	Function detection; accomplishment of mitigation
Control Rod Position	Full in or not full in	3	Verification
RCS Soluble Boron Concentration	0 to 6000 ppm	3	Verification
RCS Cold Leg Water Temperature ¹	50°F to 400°F	3	Verification
Core Cooling			
RCS Hot Leg Water Temperature	50°F to 700°F	1	Function detection; accomplishment of mitigation; verification; long-term surveillance
RCS Cold Leg Water Temperature ¹	50°F to 700°F	1	Function detection; accomplishment of mitigation; verification; long-term surveillance
RCS Pressure ¹	0 to 3000 psig (4000 psig for CE plants)	1 ²	Function detection; accomplishment of mitigation; verification; long-term surveillance
Core Exit Temperature ¹	200°F to 2300°F	3 ³	Verification

그림 7. 노외중성자속 감시계통 사고후 감시변수

그러므로 향후 SFR 설계를 진행하면서 아래의 방안에 대하여 검토하고 그 결과를 노외중성자속 감시계통 및 사고후감시계통 설계에 반영하여야 한다.

- Reg. Guide 1.97 rev.04 및 IEEE Std. 497-2002에 따라 노외중성자속 변수가 사고후 감시 및 사고완화를 위한 비상운전에 사용될 필요성을 노심

및 유체계통 설계분야에서 검토하여야 한다.

- 상기 필요성이 인정되면, 현재 노심과 병렬로 설치하도록 설계되어 있는 노외중성자속 검출기 설치위치에 대하여 최악의 원자로사고를 가정한 설계온도를 제시하여야 한다. 이 때 또 다른 중요 사고후감시변수인 노심출구온도(CET) 측정기의 설계온도는 노심 용융이 일어날 때의 온도로 (상용로의 경우 노심 상부에 설치되며 설계온도는 2,300°F 임) 설계되고 있음을 고려하여야 한다.

2. 원자로 기동시 선원영역 출력 측정용 검출기 고려

SFR에서는 광역 노외중성자속 검출기를 사용하여 전 영역의 출력신호를 측정하도록 설계하지만, 이는 검출기 Prototype 시험을 통하여 검증되어야 한다. 만일 온도나 소동환경, 소음이나 진동 등 기타 여러 요인으로 인하여 미약한 선원영역의 신호를 측정하기가 곤란한 경우 원자로 기동시에만 사용되는 선원영역 출력 검출기의 설치가 고려되어야 한다. 현재까지 중성자속 검출기 관련 제작기술로는 하나의 검출기로 원자로 출력 전 영역을 포함하는 경우가 없었기 때문이다.

만약 이의 사용이 요구될 경우, 원자로형에 따라 선원영역 검출기의 설계등급이 다르므로 기동시 선원영역의 원자로 보호신호로의 사용여부가 노심 및 안전해석 분야에서 결정되어야 하고, 원자로내의 설치위치 및 설치방법이 노심 및 기계설계 분야에서 결정하여야 한다.

3. 광역 노외중성자속 검출기 사용에 따른 영출력 원자로 특성시험

제어 및 보호용으로 사용되는 광역 노외중성자속 검출기의 운전경험으로부터 SFR 설계시 고려해야 할 사항으로는 영출력 원자로특성시험이 있다. 이 시험은 한 주기 동안 노심운전에 사용할 재장전 설계보고서의 정확성과 안전해석에 사용된 노심 안전인자의 타당성을 확인할 목적으로 원자로 재장전을 완료하고, 영출력 원자로 임계상태에서 수행된다. 원자로 특성시험은 ANSI/ANS-19.6.1 "Reload Startup Physics Tests for Pressurized Water Reactors"에 명시된 수행 기준과 절차에 의거하여 작성된 현장절차서에 의해

수행된다. 재장전 설계보고서는 영출력 원자로특성시험 항목에 대한 핵설계 코드의 예상치를 수록하고, 시험자는 영출력 원자로특성시험 결과치를 예상치와 비교하여 만족여부를 결정한다. 영출력 원자로특성시험은 발전소 예방정지 중 절대공정에 해당됨으로써 시험시간의 단축은 발전소 이용률 증가에 직접적인 영향을 미치며, 때문에 시험의 정확도 향상과 시험시간 단축에 많은 노력을 필요로 한다.

현재 동적 제어봉 제어능 측정법을 적용하고 있는 모든 가압경수형 원자력 발전소는 노외계측기로써 이온전리함을 사용하고 있다. 반면 SFR은 노외계측기로써 핵분열함 검출기를 사용한다. 따라서 SFR에 핵분열함 검출기신호를 이용하여 영출력 원자로에 맞도록 원자로 특성시험 방법 및 시스템이 개발되어야 한다.



KAERI

참 고 문 헌

- [1] 성승환 외, "고유개념 액체 금속로 설계기준서", LMR/FS700-DO-02 Rev.0/08 (FS3110000), 2008. 5
- [2] 이기복, "원자로 내외부 중성자속 예비분포", IOC-CD-001-2007, 2007. 4. 30
- [3] 주형국, "소듐냉각고속로 후보노심의 원자로내외부 중성자속 누설분포 송부", IOC-SFR-CD110-IR-02-2008Rev.00, 2008. 5. 19
- [4] 허섭 외, "소듐냉각고속로 중성자속 검출기 검출 운전범위 설정(안)", SFR-ST332-TM-05-2007Rev.00, 2007. 4
- [5] 허섭 외, "소듐냉각고속로 중성자속 누설 프로파일에 따른 현존 계측기 제한 성 분석", SFR-ST332-TM-06-2007Rev.00, 2007. 8
- [6] 허섭 외, "소듐냉각고속로 광역중성자속 계측기 수명 및 환경요인 분석", SFR-ST332-TM-07-2007Rev.00, 2007. 11
- [7] 박창규, "원자로 내부 설치 계측기 안내관 개념", SFR-MS111-IR-03-2009 Rev.00, 2009. 5
- [8] CRBRP Preliminary Safety Evaluation Report
- [9] GEFR-00793, UC-87Ta, PRISM Preliminary Safety Information Document, Chapter 7
- [10] Instruction Manual of Neutron Flux Monitoring Systems. Thermo-Gamma Metrics, Kori 1&2
- [11] Wide-range Neutron Monitoring Sensor Design & Performance Specifications, Reuter Stokes
- [12] "Design Sepcification for Ex-core Safety Channel Neutron Flux Detectors and Associated Components for YGN 3&4", 10487-IC-DS810-03, 1994

부 록

부록 1 : SFR 내외부 중성자속 누설분포 설계서

부록 2 : 원자로 내부 설치 계측기 안내관 설계서

부록 3 : 계측기 제작회사에 대한 공동연구제안서



KAERI

부록 1 : SFR 내외부 중성자속 누설분포 설계서



Korea Atomic Energy Research Institute

연계업무 처리전(IOC)

과 제 명 노심설계기술개발
 문서번호 SFR-CD110-IR-02-2008Rev.00
 발송일 2008-05-19
 작성자 주형국
 처리현황 완료
 수신

구분	역금	노심	유체	기계	안전	소듐	핵연	기술
수신						V		
참조				V	V			V

제 목 소듐냉각고속로 후보노심의 원자로내외부 중성자속 누설분포 송부
 내 용

1. 소듐냉각고속로 후보노심(자체순환로 or TRU 연소로)의 주기초, 주기 말에서 원자로 내외부 반경방향 중성자속 누설분포 자료를 송부합니다.
2. 차폐설계는 후보노심이 선정된 이후에 수행될 예정입니다. 따라서 이번에는 참고로 KALIMER-600 차폐설계 자료를 보내드립니다. 그림 1 과 표 1 은 피복재 두께 변경 후보노심의 중성자속 분포 자료입니다. 원자로 중성자속 분포는 노심 중심에서 차폐집합체 외곽까지 노심 가운데 평면의 반경방향 중성자속 분포를 나타낸 것입니다.
3. 노심외곽의 중성자속 분포는 역시 KALIMER-600 차폐해석 결과를 토대로 작성한 것입니다. 노심외곽의 중성자속 분포는 지지베릴(SB) 안속으로 10cm 떨어져서 두께 5cm 인 316SS 재질의 차폐체가 위치하는 것을 가정하여 평가하였을 경우, 중성자 플루언스 분포는 그림 2 과 같습니다. 중성자속 분포는 그림 2 의 값에서 원자로 수명 60 년, capacity factor 0.85 를 고려하여 $60 * 365 * 24 * 3600 * 0.85 = 1.608336E+09 \text{ sec}$ 으로 나누면 알 수 있습니다.
4. 추가로 필요한 자료나 궁금한 사항이 있으면 연락주시기 바랍니다.

첨 부 그림 1 피복재 두께 변경 후보노심의 반경방향 중성자속 분포
 그림 2 차폐체 설치시 중성자 플루언스 분포 [단위: neutrons/cm²]
 표 1 피복재 두께 변경 후보노심의 반경방향 중성자속 분포

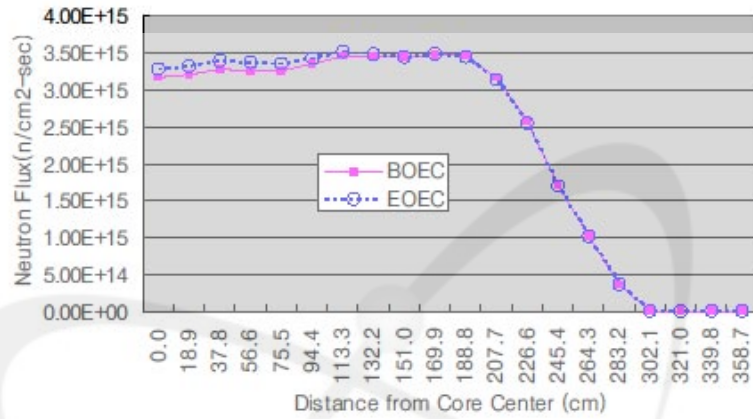


그림 1 피복재 두께 변경 후보노심의 반경방향 중성자속 분포

표 1 피복재 두께 변경 후보노심의 반경방향 중성자속 분포

	BOEC	EOEC
0	3.15E+15	3.27E+15
18.88	3.19E+15	3.31E+15
37.76	3.27E+15	3.38E+15
56.64	3.25E+15	3.35E+15
75.52	3.25E+15	3.34E+15
94.4	3.34E+15	3.41E+15
113.28	3.45E+15	3.50E+15
132.16	3.44E+15	3.47E+15
151.04	3.42E+15	3.43E+15
169.92	3.47E+15	3.46E+15
188.8	3.45E+15	3.42E+15
207.68	3.16E+15	3.13E+15
226.56	2.56E+15	2.53E+15
245.44	1.71E+15	1.69E+15
264.32	1.02E+15	1.01E+15
283.2	3.60E+14	3.56E+14
302.08	4.62E+12	4.57E+12
320.96	5.97E+11	5.91E+11
339.84	9.81E+10	9.73E+10
358.72	0.00E+00	0.00E+00

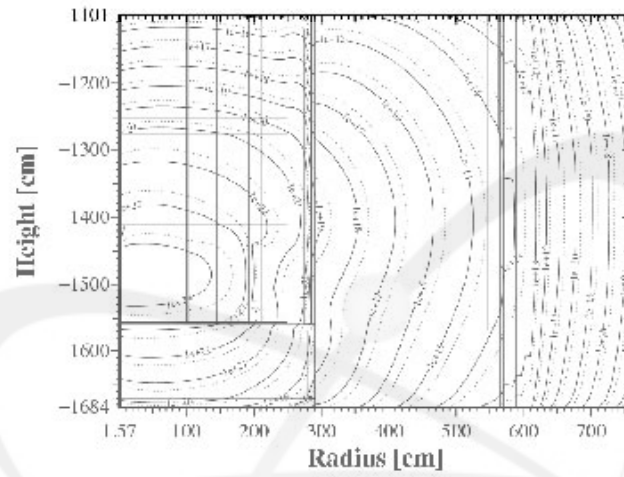


그림 2 차폐체 설치시 중성자 플루언스 분포 [단위: neutrons/cm²]

KAERI

부록 2 : 원자로 내부 설치 계측기 안내관 설계서



문서번호	SFR-MS111-IR-03-2009 Rev.00	쪽수	4
제 목	원자로 내부 설치 계측기 안내관 개념		
작 성 자	박창규		
세부과제명	기계 핵심기반기술 개발		
초 목	<p>1. 이 설계문서는 원자로 내부 계측 및 감시방법 개발을 위해 소듐 분야에서 요청한 원자로 내부 설치 계측기 안내관 개념 자료를 제공한다.</p> <p>2. 계측기 안내관에 대한 상세 업무는 현재 진행되지 않은 상태이므로, 본 자료는 ALMR 자료를 바탕으로 작성되었음을 먼저 밝힌다.</p> <p>3. 향후에는 관련 분야와 협의하여 계측기 및 안내관 등에 대한 구체적인 개념 및 설계 검토가 이루어져야 할 것이다.</p>		
주제명 키워드	소듐냉각고속로, 계측기, 안내관		
분류	공개 (O), 대외비 (), 비밀 ()		

작성자	검토자	검토자	승인자
성명: 박창규 직책: 선임연구원	성명: 주영상 직책: 책임연구원	성명: 직책:	성명: 이재한 직책: 책임연구원
날짜: 2009.05.06	날짜: 2009.05.11	날짜: 2009. .	날짜: 2009.05.12

1. 개요

- 노내 고온풀 영역에 설치되는 계측기는 고온 및 고방사능으로부터 계측기 설계수명 동안 그 성능을 유지할 수 있어야 할 뿐만 아니라 냉각재 유동으로부터 견고하게 설치 위치를 유지할 수 있어야만 한다.
- 현재까지 KALIMER 파제를 통하여 노내 계측기 안내관에 대한 구체화된 설계 개념 및 고유 개념 도출 작업은 수행되지 않았다.
- 본 자료는 KALIMER의 참조 노형인 ALMR[1]에 적용된 개념을 바탕으로 풀 내부의 각 부분에 설치되는 계측기 보호관 구조 개념을 개략적으로 작성하였다.

2. 보호관 구조 개념

2.1 노내 계측기 보호관

- 노내 계측기들은 고온 및 냉각재 유동으로부터 계측기를 보호하고 성능을 보장하기 위하여 계측기 외부에 보호관(drywell)을 설치한다.
- 계측기가 냉각재와 직접 접촉이 필요한 경우 보호관 끝단에서 계측기를 돌출시켜 냉각재와 직접 닿을 수 있도록 하지만, 직접 접촉을 배제해야 하는 경우에는 보호관 끝단에 bottom cap을 부착하여 계측기가 보호관 내부에 위치하도록 한다.
- 계측기의 수직 위치가 길어서 수평 지지가 필요할 경우에는 적절한 위치에서 지지물을 설치한다.
- 그림 1은 노내 계측기 보호관의 구조 개념 개략도인데, 왼쪽과 오른쪽은 각각 냉각재와 계측기의 비접촉 및 직접 접촉 방식의 개념을 나타내었다.

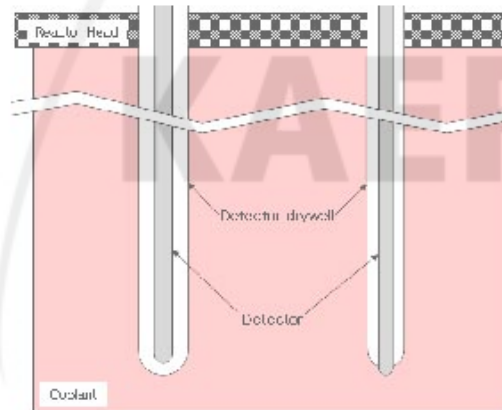


그림 1. 풀내부 계측기 보호관 개념도

부록 3 : 계측기 제작회사에 대한 공동연구제안서

제안서에 필요한 일반 및 기술 사양은 다음과 같다. (미국 TGM(Thermo Gamma-Metrics) 사의 한국지사 자료중에서 발췌)

1) Scope of work

R&D work for a set of one pilot channel of wide/narrow range neutron flux monitoring system include

- Detectors and detector assembly (refer to attachment 1)
- Signal processing assembly including preamplifier/filter
- Digital signal processing unit with network interface
- Cables
- Computer for testing and demonstration

2) Broken down schedule for each activity

Full development of the pilot channel should be completed by (Due Date). Periodic status review meeting should be considered in overall schedule

3) Broken down cost

Best estimated Man-hours and budget for broken down activities

4) Documentation (refer to attachment 2)

The required minimum set of documents will be listed in attachment 2. Additional documents which are based on your engineering practices should be presented.

5) Proposer's Information

- Experiences in supply for last (Duration) years
- Specified experience of design on the supplied items
- The list of principal equipment and facilities for manufacturing, inspection and test
- Organization and manpower for R&D including R&D achievements on the same or similar scope of work

Items 2), 3) and 4) above should be specified in the proposal according to the detector locations on reactor vessel (in the figure X).

Technical clarification meeting would be held if you want before submitting the proposal. The meeting schedule and location, on- or off-shore, could be determined according to mutual agreement. We would receive the proposal by (Due Date) so as to accelerate our development schedule.

[Attachment 1]

WIDE/NARROW RANGE NEUTRON DETECTOR DESIGN/PERFORMANCE REQUIREMENTS FOR SFR

1) Functional Requirements

- A neutron detector should have a capability to measure the wide range neutron flux not only from source range to power range but under post-accident conditions
- A neutron detector should have a capability to measure the narrow range neutron flux to provide linear power during power operation
- A neutron detector should have a capability to generate the pulse to measure the source range pulse count
- Pre-amplifier/Filter assembly should have the capability of accepting detector signals, amplifying these signals and driving a common mode filter.
- Digital signal processing unit
- Computer network interfaces

2) Detector Design Requirements

A) Maximum Design Ratings

- Pressure : 0.5 MPa
- Temperature : 600 °C (Post_accident Channel : (TBD) °C)
- Total Neutron Flux : about (TBD) n/cm²sec
- Total Neutron Fluence (>1.0 MeV) : (TBD) n/cm² (60yr, 0.9 capacity factor)
- Total Gamma Flux : (TBD) γ/cm²sec max.
- Relative Humidity : 100% (submerged in GT)

B) Operational Characteristics

- Measurement Range : 1.0×10⁻⁹ ~ 200 % power
- Thermal Neutron Flux : (TBD) n/cm²sec
- Temperature Range : 10 to 600 °C
- Pressure Range : atm. to 0.5 MPa
- Counting Sensitivity : (1 or 2) cps at lower end of neutron flux
- DC Sensitivity : TBD
- AC Sensitivity : TBD
- Operating Life : 60 years
- Gamma Sensitivity : less than (TBD) μSv/hr (information only)

C) Mechanical Characteristics for Wide Range Detectors

- Detector Location : between core and reactor vessel
- Guide Tube
 - * Inner Diameters : (TBD) mm (Top Head Inner Diameter)
 - * Pressure boundary : reactor vessel head
 - * Maintenance: capability of detector assembly insert and withdrawal through guide tube
- Detector and detector assembly
 - * No. of detectors/assembly: 3 (upper/center/lower) or more
 - * Type of detectors: fission chamber
 - * Linear channels: use of 3 (upper/center/lower) or more
 - * Source & intermediate (counting & AC mode) channel: use of

center detector

- * Single detector size: (TBD) mm
- * Sensitivity length: up to (TBD) mm
- * Duty period: no less than 10 years within normal conditions

D) Mechanic Characteristics for Source Range Detectors(Only when used)

- Source range detector: 2 channels (1 detector per channel), used at refueling period, only with pressure atm.
- Inner Diameter : (TBD) mm
- Minimum Radius of Curvature : (TBD) mm
- Detector assembly diameter: less than (TBD) inch

E) Core characteristics

- Length : about (TBD) mm
- Core power : 3,050 MWt
- Reactor type : Sodium_cooled Fast Reactor

F) Expected Detectors Location and Neutron Flux

- Refer the expected neutron flux at location of excore detectors, power range (minimum counting condition)
- Refer the expected neutron flux at location of excore detectors, power range (full power operation condition)
- Refer a figure of locations of Neutron Source and expected excore detectors
- Refer a figure of location of expected excore detector at simulated power range
- Refer a figure of mechanical design requirement for excore detectors

[Attachment 2]

List of Delivery Documents for the Development of ENFMS for SFR

- **Prototype Design Requirements**
- Prototype Descriptions
- Prototype Design Specifications
- Manufacturing Specifications for Excore Detector and Signal Processing Module
- Drawings for Excore Detectors
- Drawings for Signal Processing Module
- Material Evaluation Report for Excore Detector
- Component Selection and Evaluation Report for Signal Processing Module
- Test Plan for Excore Detector Validation
- Test Plan for Signal Processing Module Validation
- Test Data for Excore Detector Validation
- Test Data for Signal Processing Module Validation
- Evaluation Report for Excore Detector Validation Test
- Evaluation Report for Signal Processing Module Validation Test
- Calibration Certificate for Excore Detector
- Calibration Certificate for Signal Processing Module
- Calibration Procedure for Excore Detector
- Calibration Procedure for Signal Processing Module
- Technical Manual for ENFMS
- **Hardware**
 - ◆ Detector Assembly of Start-up Fission Chamber(Only when used)
 - ◆ Detector Assembly of Wide and Power Range Fission Chamber
 - ◆ Signal Processing Module & Computer interfaces

서지 정보 양식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/TR-3897/2009			
제목 / 부제	SFR 광역 노외 중성자속 감시계통 설계개념		
주저자(부서명)	이철권 (계측제어.인간공학연구부)		
연구자 및 부서명	성승환 (고속로기술개발부) 김병호 (고속로기술개발부)		
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구원
페이지	40 p.	도표	있음(O), 없음()
발행년	2009		
크기	21 x 29.7 cm.		
참고사항			
공개여부	공개(O), 비공개()		보고서종류 기술보고서
비밀여부	대외비(), -_ 급비밀		
연구위탁기관			계약번호
초록 (15-20줄내외)	<p>SFR(소듐냉각고속로) 원자로를 보호하고 출력을 제어하며 감시를 하기 위해서는 노외 중성자속 감시계통이 필요하다.</p> <p>본 보고서에서는 SFR 노외 중성자속 감시를 위한 검출기의 종류, 측정범위, 검출기 설치위치 및 환경조건, 검출된 중성자속 신호처리기술, 노외 중성자속 감시계통 구성, 향후 노심 및 안전해석 분야 설계진척과 함께 고려되어야 할 기술적 사항 등에 관하여 개발하였다. SFR의 원자로용기의 크기로 인하여 중성자속 검출기의 설치 위치가 원자로 용기 내부이라는 것과 원자로 보호 및 감시를 위한 선원영역에서부터 출력영역까지의 광역 출력측정과 원자로 제어를 위한 협역 출력측정이 동시에 가능한 광역 검출기를 사용한다는 특징이 있다. 현재 이 조건들을 만족하는 상용화된 검출기가 없기 때문에 검출기 제작사와의 공동연구를 통해 개발되어야 한다.</p> <p>따라서 이 보고서는 향후 추진될 노외 중성자속 검출기 설계 및 제작과 노외중성자속 감시계통의 예비 및 상세설계 단계에서 활용될 수 있을 것이다.</p>		
주제명키워드 (10단어내외)	노외중성자속감시계통, 원자로 보호 및 감시, 원자로 출력제어, 개념설계		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.	Standard Report No.		INIS Subject Code
KAER/TR-3897/2009					
Title / Subtitle		Design Concept of Wide-Range Ex-core Neutron Flux Monitoring System for SFR			
Main Author		Cheol Kwon Lee (I&C/Human Factors)			
Researcher and Department		Sung Hwan Seong (Fast Reactor Development) Byung Ho Kim (Fast Reactor Development)			
Publication Place	Daejon	Publisher	KAERI	Publication Date	2009.08
Page	40 p.	Ill. & Tab.	Yes (O), No ()	Size	21 x 29.7 Cm.
Note					
Open	Open(O), Closed()		Report Type	Technical Report	
Classified	Restricted(), -__Class Document				
Sponsoring Org.		Contract No.			
Abstract (15-20 Lines)		<p>For developing the sodium_cooled fast reactor (SFR), an ex_core neutron flux monitoring system (ENFMS) should be designed to maintain the reactor safely and to regulate the reactor power.</p> <p>This report summarizes the results of study on types of detector for monitoring of neutron flux in SFR, measuring ranges, location of detectors within the reactor considering the environmental conditions, digital signal processing technologies for the neutron flux signals, design concept for configuration of the system, and a few of technical issues to be considered along with the reactor core design and safety analysis field design advance in the future.</p> <p>There are two design features in the ENFMS of SFR. One is that detectors are located within the reactor vessel, due to that the diameter of SFR reactor is larger than that of the conventional pressurized water reactor (PWR). The second is that a wide_range neutron flux detectors are applied, which are able to measure not only the wide_range output fromsource range to power_range being used for the reactor protection and monitoring but also the narrow_range output being used for the reactor control. But unfortunately, there is no commercialized detector in which it satisfies the system design requirements. Therefore the detector has to be developed through the joint research with the detector supplier.</p> <p>Accordingly, this report will be able to be used for the design and fabrication of wide_range neutron detectors to be performed in the near future, andwill be referred to the design of ENFMS at preliminary and detail design stages in the next future.</p>			
Subject Keywords (About 10 words)		Ex_core Neutron Monitoring System, Reactor Protection and Monitoring, Reactor Power Control, Conceptual Design			