



Rev.0

소형 혁신원자로 기술조사보고서

(Technical Overview Report on Small and Innovative Reactor Technologies)

2020.05

한국원자력학회
원자로시스템기술연구부회

본 보고서는 한국원자력학회 원자로시스템기술연구부회에서 연구부회 학술활동의 일
부로서 발간한 공개 보고서입니다. 보고서의 특성상 인용 또는 활용 시점에 따라 보
고서에 기술된 내용의 변화가 있을 수 있으며, 학회 회원은 물론 비회원의 본 보고서
의 활용 및 인용에 따른 책임은 활용자 또는 인용자에게 있음을 밝힙니다.

머릿말

21세기 들어 그 어느 때보다 에너지 기술간의 경합이 치열해 지고 있습니다. 세일가스 혁명으로 저렴해진 가스발전과 재생에너지의 시장 참여가 확대되고 있는 가운데, 원자력 역시 경제성은 물론 안전성과 친환경성을 향상 시키려는 노력이 지속되고 있습니다. 그 일례로 세계적으로 돌풍이 불고 있는 소형원자로 개발을 들 수 있을 것입니다. 전통적으로 원자력은 대용량화를 통한 규모의 경제를 실현함으로써 저렴한 에너지원으로서의 장점을 키워 왔지만, 대용량 전력 수요처의 감소, 전력시장 투자 리스크의 증가, 친환경성과 안전성의 강조 등 여러 요인으로 인해 최근 수년간에 중소형 원전을 넘어 소형과 심지어 초소형 원전에 대한 관심이 높아지고 있습니다.

소형원전은 투자 규모가 작아 전력시장에서의 리스크가 작은 장점, 안전여유도가 대용량 원전보다 커서 고유 안전성이 보다 더 효과적으로 확보될 수 있다는 장점, 전력 수요가 작은 시장에도 진출할 수 있고, 열에너지 공급원이나 원격지에도 전력 공급원으로서 제공될 수 있다는 다양한 장점이 있습니다. 이러한 장점에도 불구하고 경제성과 기술적 실현 가능성에 대한 어려움으로 에너지 시장에 등장하지 못하였으나, 최근의 기술적 진보와 에너지 시장의 환경변화로 인해 소형원자로의 상업적 성공 가능성이 높아지고 있는 상황입니다.

우리나라는 대형 경수로 기술 확보에 성공한 몇 안되는 나라입니다. 고유 원자력 기술이 없던 나라로서는 유일한 국가라 할 수 있습니다. 그러나 최근의 소형원자로로는 경수로형 뿐 아니라 액체금속냉각로형, 가스냉각로형 등 이른바 제4세대원자로 기술을 바탕으로 하거나, 심지어 Heat Pipe를 이용한 혁신적 원자로 등 소형원자로의 기술특성 상 매우 다양한 시도가 세계적으로 이루어지고 있습니다. 따라서 경수로 기술에 치중한 우리나라도 소형원자로 시장을 겨냥하여 보다 다양한 노형 기술을 개발할 필요가 있고, 탈원전으로 침체된 원자력 기술개발에 활력을 불어넣어 줌은 물론 어떠한 에너지도 경제성, 환경성, 에너지 안보성을 모두 만족시키지 못하는 현실에서 에너지 옵션으로서 원자력의 이용을 미래세대에 전수할 수 있도록 해야 할 것입니다.

이러한 시대적 상황에 부응하고 원자력학회의 핵심 목적인 원자력 기술의 연구개발과 그를 통한 국가와 인류사회에의 기여를 위하여 원자로시스템기술연구부회에서는 소형이면서도 혁신적인 면모를 갖춘 원자로 기술을 소개하고, 또한 원자력 기술의 다양한 이용을 위한 특수 목적 원자로로서 우주원자로 및 첨단 연구로 기술을 소개하고자 본 보고서를 기획하였습니다. 본 보고서를 통해 다양한 소형원자로와 우주용으로 개발되었으나 초소형원자로로서 주목받고 있는 Heat Pipe 원자로, 21세기 들어 더욱 주목받고 있는 우주탐사선의 추진체용 원자로, 첨단 연구로 등 다양한 목적의 원자로 기술도 소개하고자 합니다. 또한 본 보고서에는 전통적인 경수로형 소형원자로 기술도

소개하고 있는데, 기존의 중소형 경수로보다 훨씬 혁신적인 기술을 포함하도록 하였습니다.

본 보고서에 기술된 각 노형별 기술적 내용은 그 수준이 서로 다릅니다. 이는 노형에 따라 전세계적으로 기술개발의 수준이 다르고, 우리나라에서 또한 기술개발의 역사가 다르기 때문입니다. 즉, 경수로형 소형원자로는 독자적인 기술개발을 지향하는 관점에서 소개하였고, 그 밖의 비경수로형 원자로는 주로 노형의 기술특성과 해외의 원자로 개발현황을 참조하여 작성하였습니다.

본 보고서는 원자력학회 원자로시스템기술연구부회의 임원들을 중심으로 각 노형별로 분야를 나누어 전문가 필진을 구성하여 작성하였습니다. 작성에 참여해 주신 분들은 원자력연구원의 김민환, 이태호, 어재혁, 이상익, 강한옥, 정종엽, 김홍철, 김찬수 박사님들과, 서울대 김응수, 경희대 허균영, 울산과기원의 방인철 교수님들이 각 전문 노형별로 작성해 주셨습니다. 한국전력기술(주)의 이병진 박사님은 소형원자로의 세계적인 개발현황을 종합해 주셨으며 원자력통제기술원의 유호식 박사님과 원자력안전기술원의 설광원 박사님은 물리적방호 및 핵비확산과 인허가 심사 관련 세계적 현황을 정리하여 주셨습니다. 보고서의 최종 편집은 김응수 교수님이 수고해 주셨고, 본 지면을 빌어 작성에 참여해 주신 모든 분들께 심심한 감사를 드립니다.

소형원자로 기술개발이 지금도 전 세계적으로 매우 활발히 진행 중이고, 그 기술이 어떻게 진화하고, 최종 승자가 어떤 기술이 될지 예측하기 어렵습니다. 그래서 본 보고서는 항상 Draft의 상태이고, 앞으로도 주기적으로 개정되기를 바랍니다.

원자력학회 원자로시스템기술연구부회의에서는 본 보고서가 학회 회원들과 연구기획 전문가들에게 향후에 새로운 노형기술개발을 기획한다면 그 기초자료로 활용되기를 바랍니다. 아울러 본 보고서를 통하여 원자력학회 회원은 물론 원자력에 관심을 갖고 있는 일반인들에게도 원자로 기술의 세계적인 추세와 원자력의 평화적 이용을 위한 세계 각국의 치열한 노력과 경쟁이 알려지기를 바랍니다.

2020. 02

원자력학회 원자로시스템기술연구부회장 정 동 욱

목 차

1. 세계 소형원자로 개발 동향	1
2. 비경수로형 소형혁신 원자로 기술	22
2-1 소듐냉각액체금속냉각로형 (SFR)	22
2-2 용융염액체연료원자로형 (MSR)	44
2-3 가스냉각로형(GCR)	64
3. 경수로 및 중수로형 소형혁신 원자로기술	84
3-1 경수로형(PWR)	84
3-2 중수로형(PHWR)	111
4. 초소형 및 특수목적 소형원자로 기술	130
4-1 고온가스 초소형 원자로	130
4-2 Heat Pipe 원자로	157
4-3 우주 추진체 원자로	190
4-4 첨단 연구로	220
5. PRPP 및 인허가 심사 관련 검토	243
5-1 소형원자로 기술개발의 PRPP 고려 사항	243
5-2 소형원자로의 세계적 인허가 심사 현황	260
맺음말	280

1. 세계 소형원자로 개발 동향

가. 개요

- IAEA 분류에 따르면, 소형원자로란 전기출력 300MW 이하의 원자로를 의미함.[1] 소형원자로란 크기가 작아 주요 구조물, 계통, 기기를 모듈(module) 단위로 공장에서 제작하여 트럭, 기차, 배 등을 이용해 건설 현장으로 옮겨 바로 설치할 수 있음. 이런 장점이 설계에 잘 반영된 원자로를 특히 소형모듈형원자로(Small Modular Reactor, SMR)라고 함.
- 그림 1.1에서 보듯이 현재 전 세계적으로 여러 나라에서 다양한 소형원자로가 개발되고 있으며, 약 50개의 노형이 있음[1].

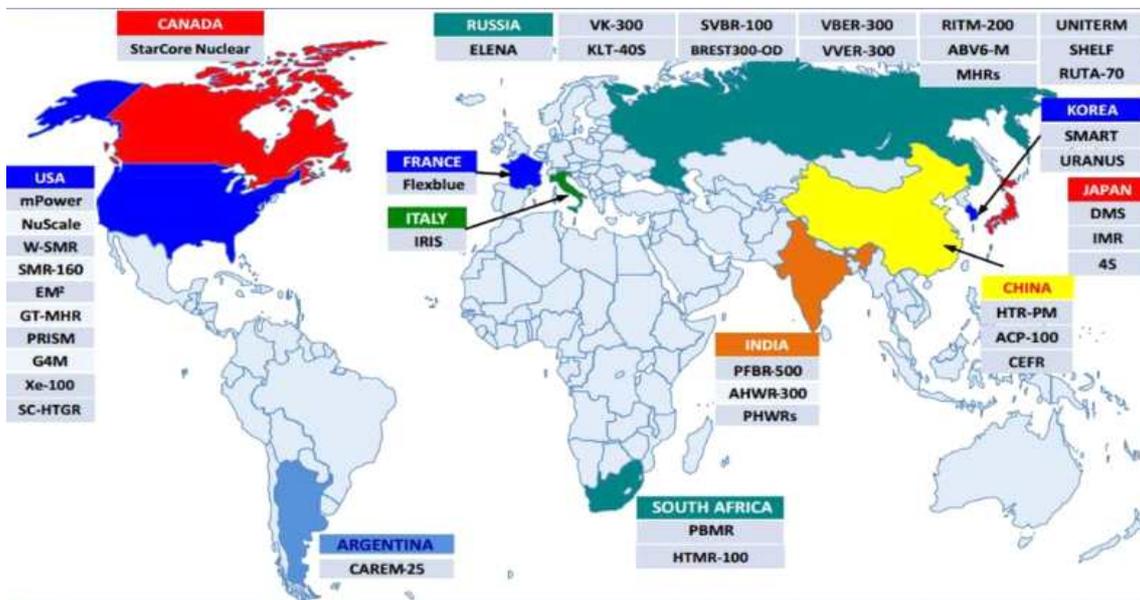


그림 1.1 세계 주요 소형원자로 개발 현황 (<http://aris.iaea.org>)

- 그림 1.2에 출력준위 별로 다양한 소형원자로들이 소개되어 있음. 잠재시장 관점에서는, 기존 대규모 전력망의 노후 화력발전소 대체 등에는 소형원자로 중에서도 출력이 큰 쪽이 유리할 수 있고, 원격지 소규모 분산전원, 난방열, 해수담수화 등 다양한 활용에는 작은 쪽이 적합할 수 있음. 기술적으로는, 기존 상용원전의 입증된 기술을 충분히 활용하면서 안전성과 경제성을 높이기 위한 일부 진보된 설계개념을 보완하는 경우가 있고, 장기적으로 좀 더 혁신적인 개념과 기술에 도전하는 경우가 있음.

- 현재 전 세계 상용원전의 약 70%를 차지하는 가압경수로 기술에 기반하여 설계 완성도가 상대적으로 높은 경수형 소형원자로들이 전자에 속하고, 초고온가스냉각로(VHTR), 소듐냉각고속로(SFR), 납냉각고속로(LFR) 등 비경수로형 4세대 노형들이 후자에 속함.

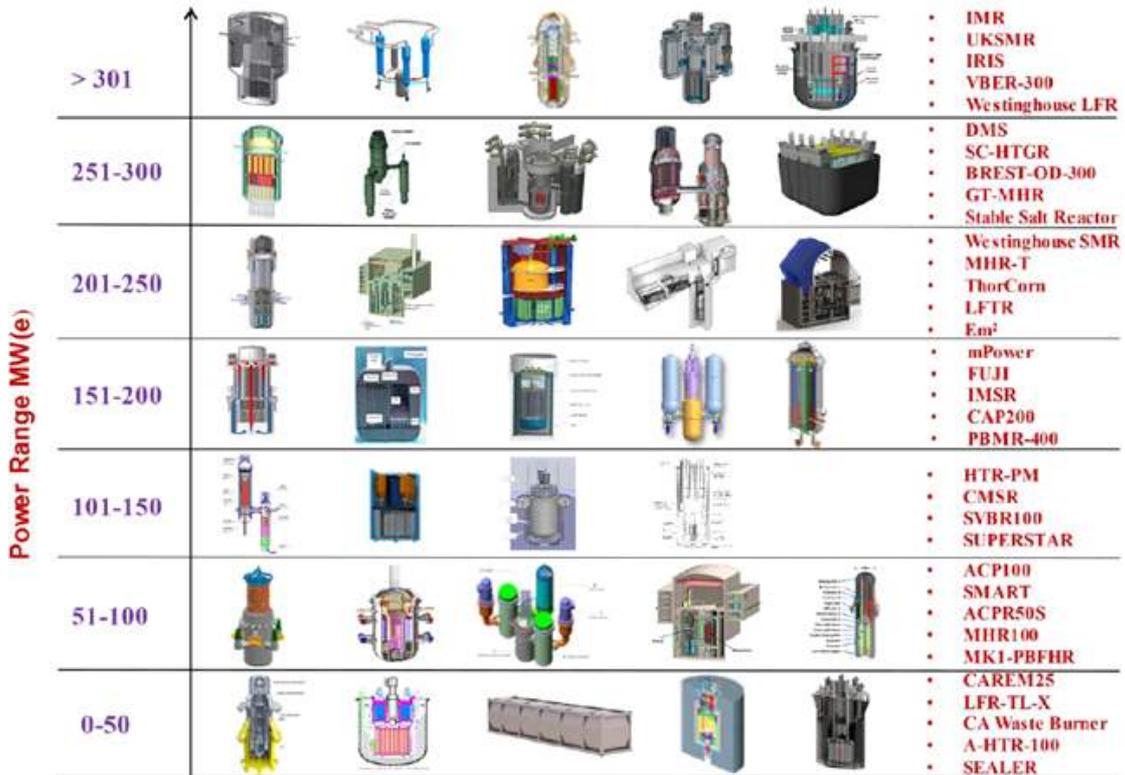


그림 1.2 출력별 주요 소형원자로 (<http://aris.iaea.org>)

나. 국가별 개발현황

- 소형원자로를 통해 원자력 패권을 되찾겠다는 정부의 강력한 지원 아래 가장 많은 노형이 개발되고 있는 미국을 비롯해 우리나라, 영국, 프랑스, 캐나다, 일본, 러시아, 중국, 아르헨티나 등 주요 원자력 강국들의 주요 소형원자로 개발 및 사업화 추진 현황을 정리하였음.

(1) 한국

- 한국에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력 (MWe)	비고
SMART-100	KAERI	PWR	110	일체형
BANDI-60S	한전기술	PWR	60	블록형/해양용
KAIST-MMR	KAIST	SCO ₂ -cooled	12	일체형
URANUS	UNIST	LFR	18	일체형/해양용
REX-10	서울대	PWR	10 (열)	일체형/자연순환

- SMART-100은 KAERI가 개발하는 일체형 소형 가압경수로임. 노심, 증기발생기, 가압기, 원자로냉각재펌프 등 주요 기기가 원자로압력용기에 내장되어 있음. 1997년에 개발을 착수하여 2012년 7월에 표준설계인가(Standard Design Approval, SDA)를 취득하였음. 이후 사업화를 추진하여, 2015년에 사우디아라비아와 건설 전 사전설계 (Pre-Project Engineering, PPE) 협약을 맺고, 같은 해 사업을 착수하여 2018년에 완료하였음. PPE 사업과 SDA 갱신 인허가 지원 등에는 상용원전 경험이 풍부한 한전기술, KNF, 한수원 등 산업계가 참여하고 있음. 2019년 12월에 한수원, KAERI, 사우디 K.A.CARE 3자 공동으로 SDA 갱신을 위한 인허가신청서를 원자력안전위원회에 제출하였음[2].

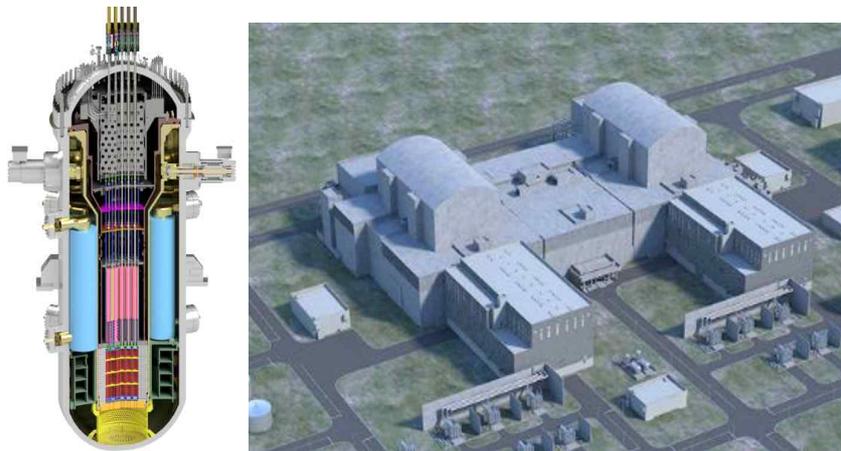


그림 1.3 SMART-100 개념도

- BANDI-60S는 한전기술이 개발하는 소형 가압경수로임. 블록형 (block-type) 설계 개념을 적용하여, 원자로와 증기발생기를 대형 배관 없이 노즐-노즐로 직접 연결함. 일체형과 같이 대형 냉각재상실사고 (LBLOCA)를 배제할 수 있고, 주기기가 분리되어 있으므로 일체형에 비해 유지, 보수가 쉬움. 대규모 전력시장보다 원격지나 도서 지역의 분산전원, 난방열, 해수담수화 등 틈새시장을 목표로 삼았음. 시장 진입 시기를 앞당기기 위해 입증된 상용 가압경수로 기술을 근간으로 안전성을 높이기 위해 무봉산노심, 내장형제어봉구동장치, 블록형 설계 개념 등 진보된 기술을 도입하고 있음[3]. 현재는 한전기술 자체 과제로 진행 중이며, 중장기적으로 정부 및 산학연 협업을 추진하고 있음.

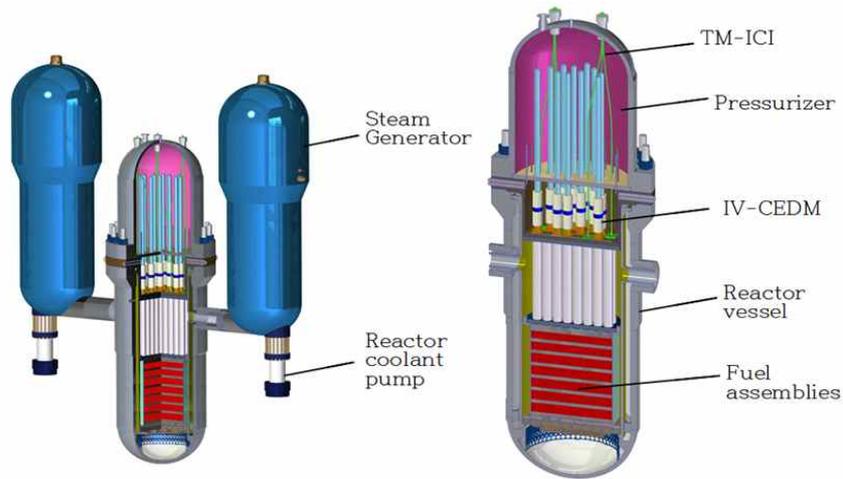


그림 1.4 BANDI-60S 개념도

- KAIST는 초임계이산화탄소(SCO₂)를 열전달 매질로 원자로와 브레이튼 사이클 동력변환계통을 중간열교환기 없이 직접 연결한 초소형모듈형원자로 (Micro Modular Reactor, MMR)를 개발하였음[4]. 고속중성자 노심의 재장전주기는 20년 이상임. 2013년부터 정부과제로 개념 연구를 수행하였음. 일체형 MMR 계통 전체 무게는 약 155 ton, 길이는 7m, 직경은 약 3.7m로, 공장에서 조립된 완성품을 트럭이나 선박으로 이송 가능함.

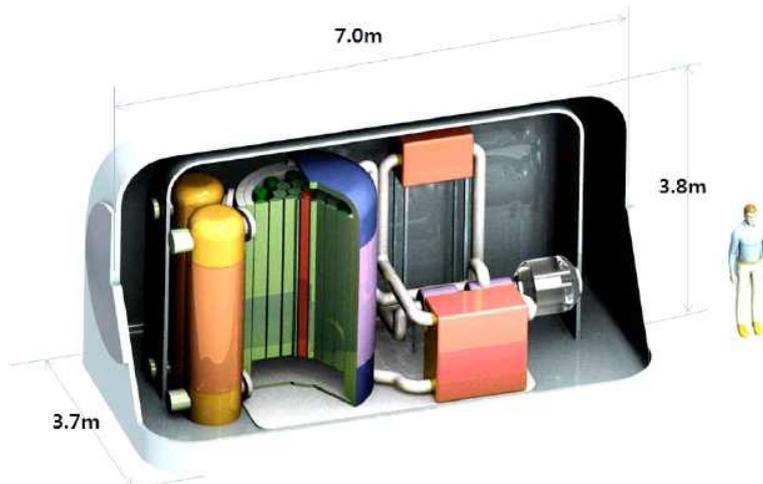


그림 1.5 KAIST-MMR 개념도

- UNIST는 초소형원전연구단을 설립하고, 냉각재가 납-비스무스인 초소형원자로 URANUS를 개발 중임. 재장전주기는 40년이며, 쇄빙선이나 해양부유식 원전 등에 활용할 수 있음. 2019년 정부 과제에 선정되어 향후 4년간 정부와 울산시로부터 연구비를 지원받음[5].

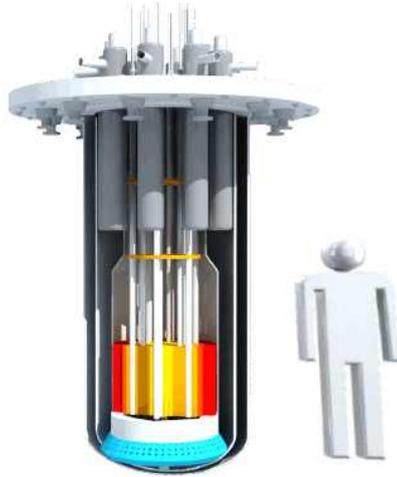


그림 1.6 UNIST URANUS 개념도

- 서울대는 소규모 분산전원, 지역난방 등에 적합한 열출력 10MW의 자연순환로 REX-10을 개발하였음[6]. 핵연료는 토륨이며 재장전주기는 약 20년임. 일체형 원자로에는 질소가압기가 내장되어 있음. 열수력시험설비인 RTF(REX-10 Test Facility)를 통한 자연순환 등 다양한 열수력 시험을 수행하였음[7].

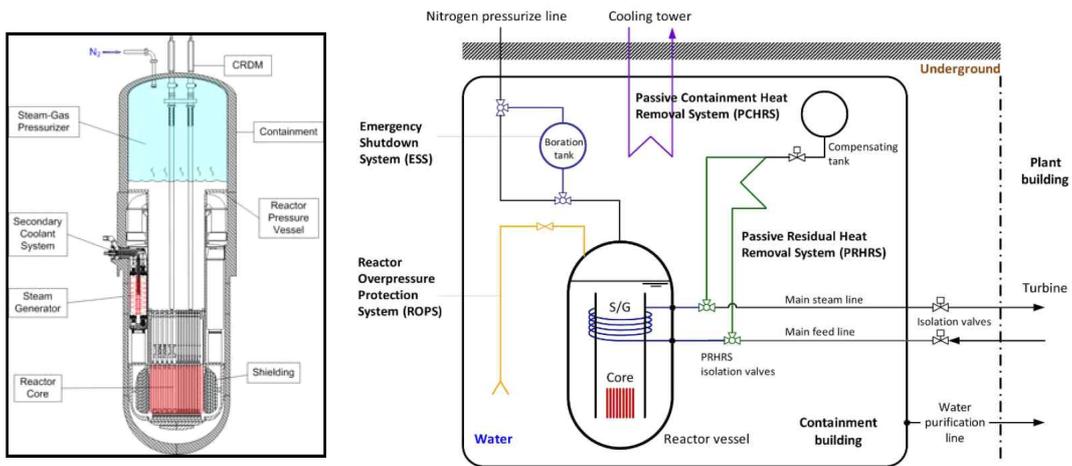


그림 1.7 서울대 REX-10 개념도

- 이외에 KAERI는 미래 수소경제에 대비한 대량수소생산 기술개발과 연계하여 4세대 초고온가스냉각로(VHTR)와 방사성폐기물을 획기적으로 줄이고 핵연료자원 이용을 극대화할 수 있는 소듐냉각고속로(SFR)도 개발하고 있음.

(2) 미국

○ 미국에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)	비고
NuScale	NuScale Power	PWR	60	일체형/자연순환
W-SMR	Westinghouse	PWR	225	일체형
mPOWER	BWX	PWR	180	일체형
SMR-160	Holtec	PWR	160	블록형/자연순환
eVinci	Westinghouse	Heat Pipe	0.2~5	
SC-HTGR	Framatome	HTGR	272	블록형/Triso fuel
Xe-100	X Energy	HTGR	75	블록형
EM ²	General Atomics	HTGR	265	블록형
SUPERSTAR	Argonne Lab.	LMFR	120	납냉각/자연순환
Westinghouse Lead Fast Reactor	Westinghouse	LMFR	450	납냉각
Liquid Fluoride Thorium Reactor	Flibe Energy	MSR	250	Fluoride salt
Mk1 PB-FHR	UC Berkley	MSR	100	Fluoride salt/ TRISO fuel
Molten Chloride Salt Fast Reactor	Elysium Industries	MSR	50	Chloride salt/ 10~1,200MW 까지 모듈 제작

○ NuScale은 일체형 자연순환 가압경수로임. 단위 모듈의 전기출력은 60MW이며, 모듈을 다수 연결하여 출력을 720MW까지 확장할 수 있음.

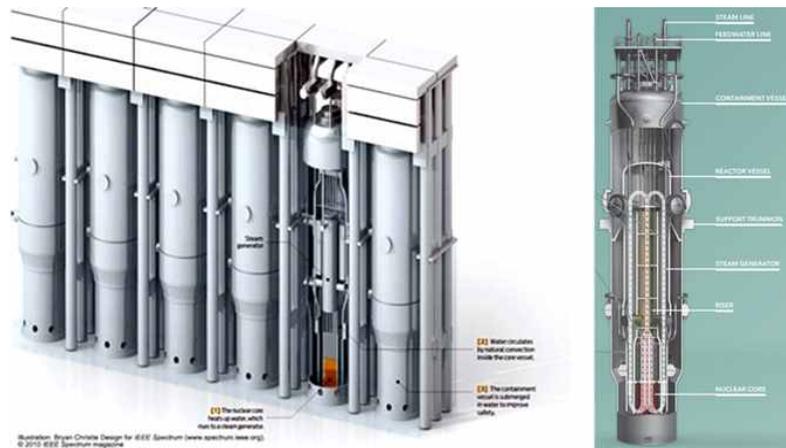


그림 1.8 NuScale 개념도

○ 초기에 개발자금 확보에 어려움이 있었지만, 2011년 Fluor사의 51% 대주주 참여, 2012년 Rolls-Royce사 참여, 2013년 DOE 자금지원 등으로 극복함. 미국 서부지

역 주들이 연합해 만든 WIN (Western Initiative for Nuclear) 계획에 따라, 2024년 운전 목표로 INL 부지에 첫 데모 호기 건설을 추진하고 있음. 2016년 말에 표준설계 DC를 신청하여, 2019년 말에 인허가 심사 4단계가 완료되었음. 해외로는, 2015년 말에 영국 정부의 원자력 R&D 투자 계획(5년간 2억5천만 파운드)에 맞춰 건설 사업을 제안하고, 캐나다 인허가기관 CNSC에 사전인허가설계검토를 신청하였음[8]. 최근에는 한국의 두산중공업도 지분 투자 협약과 함께 기기 제작에 참여하고 있음[9].

- Westinghouse SMR은 전기출력 225MW 일체형 소형 가압경수로이며, 내장형제어봉구동장치를 채택하고 AP1000의 피동안전설계 개념을 계승하였음[1]. DOE 자금 지원을 신청하였으나 실패하였고, 2015년 말 영국 정부에 소형원자로 개발 합작회사 설립을 제안하는 등 자금 조달을 위해 다양한 노력을 하였으나 큰 성과를 얻지 못하였음.

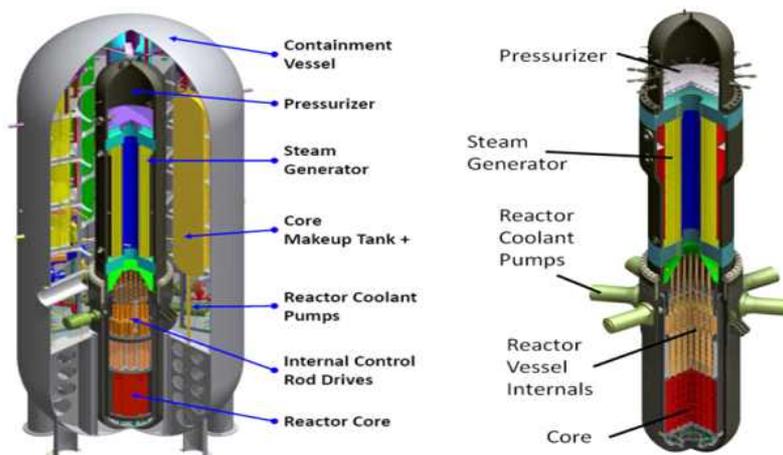


그림 1.9 Westinghouse SMR 개념도

- Westinghouse의 초소형원자로 eVinci는 전기출력 0.2~5MW이며 heat pipe로 냉각함. 초소형화 설계, 피동안전, 10년 이상 재장전주기 등이 주요 특성이고, 이차측은 SCO₂ 브레이튼 사이클로 구성됨. 현재 미국 NRC와 캐나다 CNSC의 인허가를 추진 중임. DOE로부터 약 12.9백만 달러의 자금 지원을 받았으며, 2022년 실증로 운전이 목표임[10].

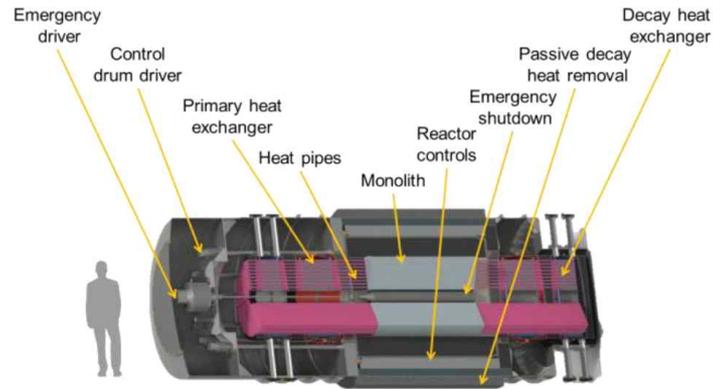


그림 1.10 eVinci 개념도

- BWX Technology는 B&W 자회사로서 일체형 가압경수로 mPOWER를 개발하였음. 전체 원전 기본설계는 원자로 2개로 구성되며, 전기출력이 390MW임. 주요 설계 특성은 무붕산노심, 내장형제어봉구동장치, 직관형 과열증기발생기 등임. 2012년에 가장 먼저 DOE 자금지원을 받았고 미국 전력회사 TVO와 건설 사업을 추진했으나, 세일가스 등으로 인해 시장 경쟁력이 약해져서 2013년에 사업이 중단되었음. 그 후 첫 호기 건설 사업자를 구하지 못하여 2015년에 기술개발 규모가 대폭 축소되었음. 2016년에 Bechtel사와 개발을 계속하기로 하였으나, 2017년에 mPOWER 개발이 중단되었음[11].

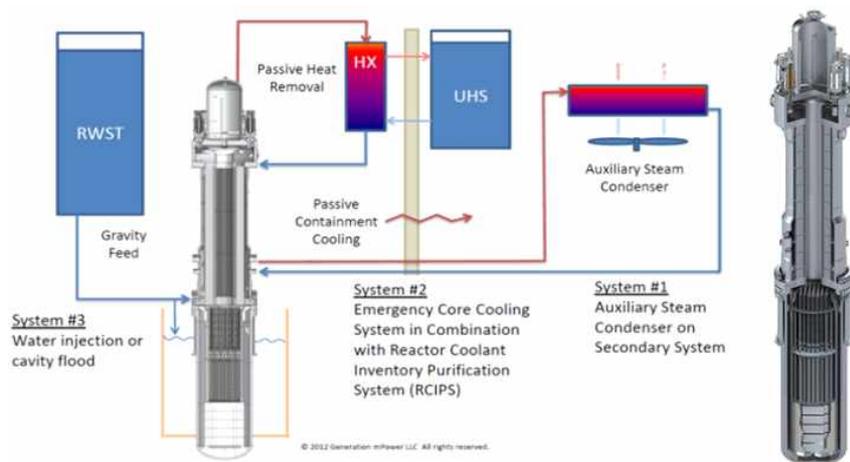


그림 1.11 mPower 개념도

- SMR-160은 Holtec이 개발하는 블록형 자연순환 가압경수로임. 주요 특성은 전기출력 160MW, 재장전주기 18~24개월, 설계수명 80년, 자연순환 등임.

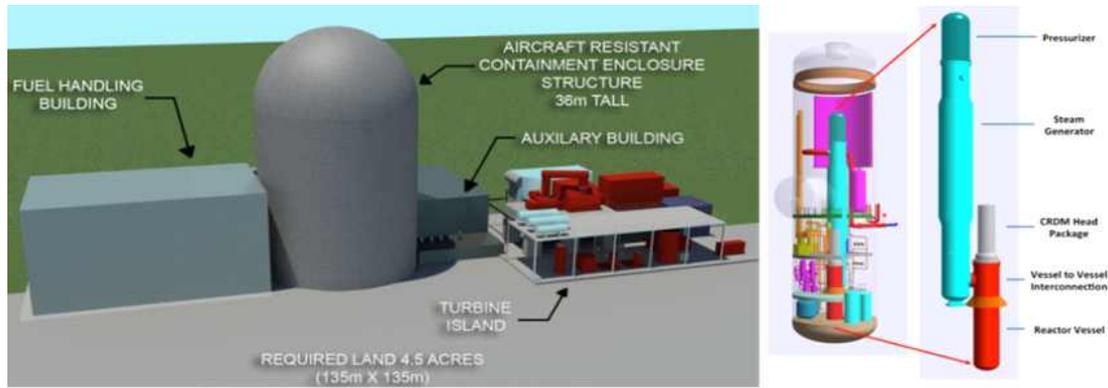


그림 1.12 SMR-160 개념도

- 2012년 개발에 착수하였고, 2016년부터 미쓰비시, PSEG Power 등과 협력하고 있음. 2018년에는 우크라이나의 Energoatom, 과학기술센터와 MOU를 맺는 등 다양한 협업을 추진하고 있음. 현재 캐나다 CNSC의 사전인허가설계검토가 진행 중이며, 미국 NRC 인허가도 준비 중임[12].
- BWRX-300은 GE-Hitachi의 ESBWR 기술에 기반한 전기출력 300MW 비등경수로임. 기존 상용원전에 비해 부지와 건설비용을 대폭 줄이고, 자연순환, 피동안전계통, 일체형 설계를 통해 안전성을 향상시켰음[13].

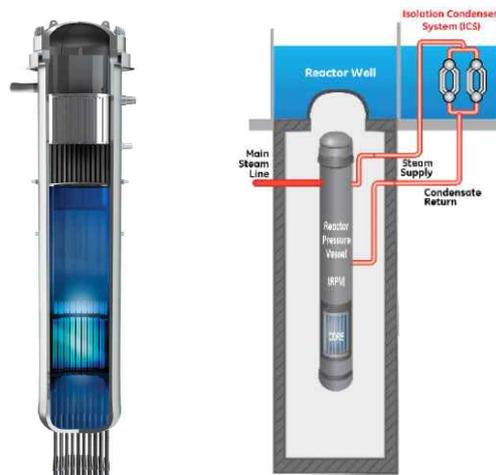


그림 1.13 BWRX-300 개념도

(3) 영국

- 영국에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)	비고
UK-SMR	Rolls-Royce	PWR	443	블록형/3-Loop
SSR	Moltex Energy	MSR	150	모듈 8개 연결 가능

- UK-SMR은 소형 가압경수로이며, 개발에는 Rolls-Royce, Assystem, SNC Lavalin/Atkins 등 다수의 기업이 참여하고 있음. 전기출력 443MW이므로 엄밀히 분류하면 소형원자로 기준을 벗어남. 피동안전계통과 Canned Motor Pump 등을 적용했음. 2019년 영국 정부로부터 1,800만 파운드 지원을 받았고, 기존 Cumbria 원전 부지나 웨일즈 지역에 2029년 상업운전을 목표로 건설 계획을 갖고 있음[14].

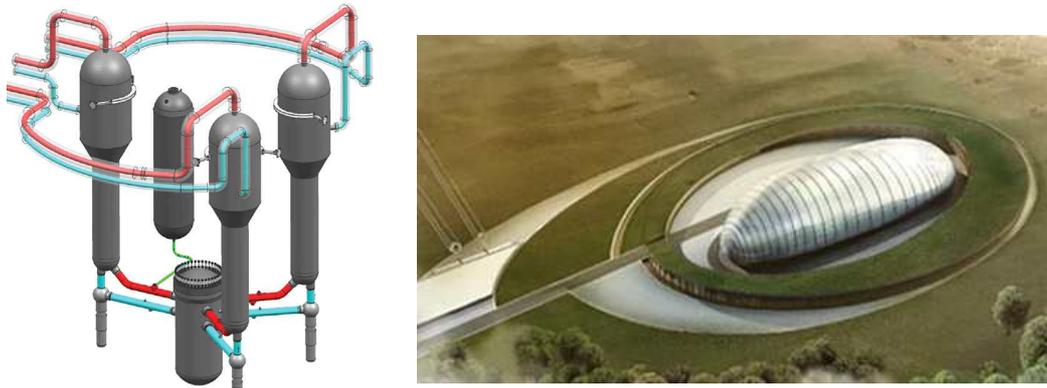


그림 1.14 UK-SMR 개념도

- Moltex 사의 SSR은 혁신적 개념의 소형 용융염원자로(Molten Salt Reactor)임. 핵연료 종류에 따라 SSR-W (Pu연료), SSR-U (U연료), SSR-Th (Th연료)로 구분함. 단위 모듈의 전기출력은 150MW이며, 8개까지 연결하여 최대 1,200MW 까지 확장할 수 있음[15]. 2019년 7월 미국 정부로부터 255만 달러 지원을 받았고, ANL, ORNL, EPRI, Purdu 대학 등과 협력할 예정임. 현재 캐나다 CNSC 사전인 허가설계검토가 진행 중임.

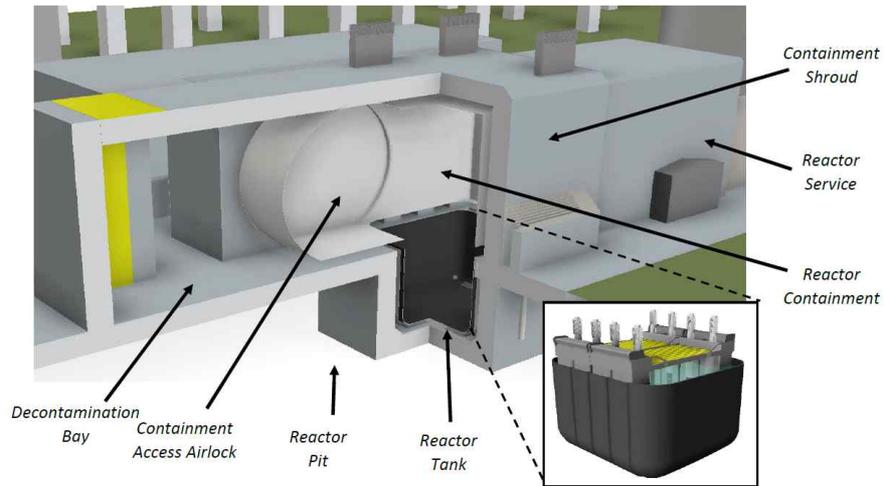


그림 1.15 Moltex SSR 개념도

(4) 프랑스

○ 프랑스에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)	비고
Flexblue	DCNS	PWR	160	해저 설치, 수평형 SG
Nuward	TechnicAtome	PWR	300~400	

○ FLEXBLUE는 잠수함용 가압경수로 NP-300 기술을 기반으로 개발됨. 전기출력 50~250MW, 핵연료 재장전주기 약 3년, 무붕산노심, 수평형 증기발생기 등이 주요 특징임. 조선소에서 전체 모듈을 제작하여 연안의 100m 해저에 설치함. AREVA, EDF와 협력하여 첫 호기를 2013~2016년 사이에 건조할 계획으로 알려짐[16].

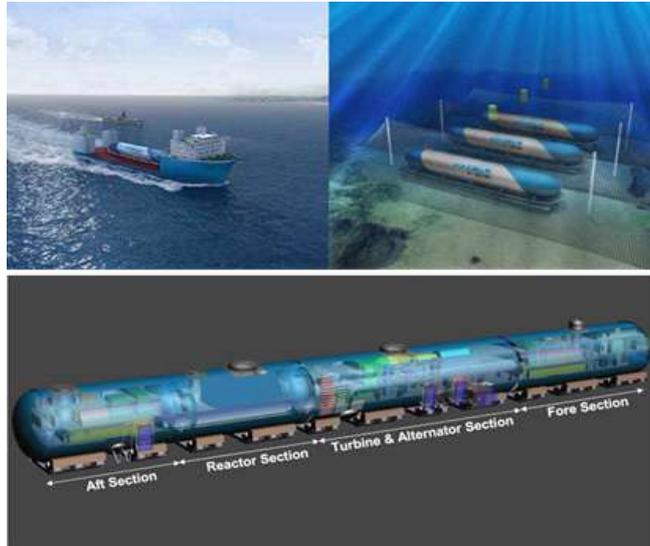


그림 1.16 FLEXBLUE 개념도

- TechnicAtome 사는 CEA, EDF, Naval Group과 컨소시움을 이뤄 300~400MW 급 원자로 Nuward를 개발하며, 최근 Westinghouse와도 협력하고 있음[17].



그림 1.17 Nuward 개념도

(5) 캐나다

- Terrestrial Energy사가 개발하는 전기출력 190MW 용융염원자로 IMSR(Integral Molten Salt Reactor)은 흑연을 감속재로 사용함. 2017년에 캐나다 CNSC 사전인 허가설계검토 1단계가 완료되었고, 최근에 캐나다 CNSC와 미국 NRC가 비경수형 소형원자로 중에서 IMSR을 선정하여 공동 인허가심사를 시작하였음[18].

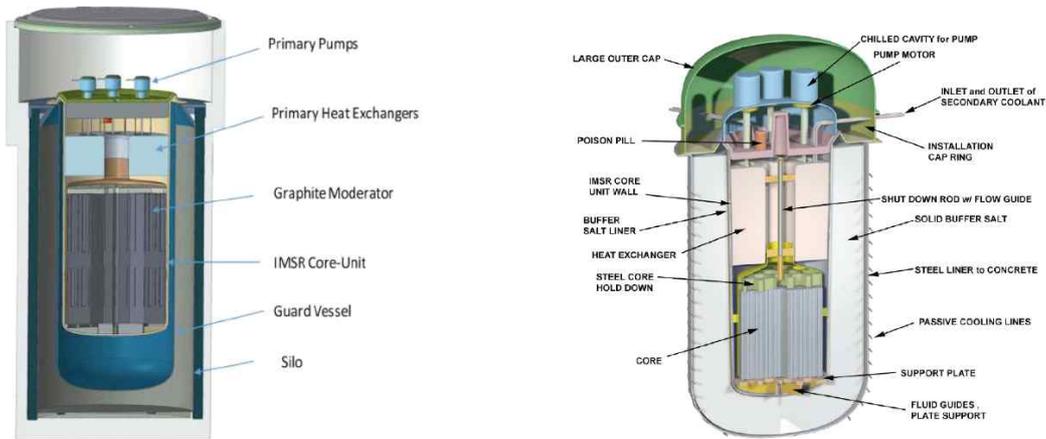


그림 1.18 IMSR 개념도

- 캐나다는 자체 개발하는 소형원자로의 종류는 적지만, 영토가 넓고 자원개발 등을 위해 원격지역에 분산된 소도시나 기지 등이 많아 소형원자로의 유력한 잠재시장을 갖고 있음. 규제기관 CNSC는 Vendor가 요청하는 경우 사전인허가설계검토 (Pre-Licensing Vendor Design Review) 라는 서비스를 제공함. 현재 다양한 노형 개발자들이 요청한 설계에 대해 사전인허가설계검토가 진행 중이며, 그 중 몇 가지 사례는 아래와 같음[19].

Vendor design review service agreements in force between vendors and the CNSC					
Vendor	Name of design and cooling type	Approximate electrical capacity (MW electrical)	Applied for	Review start date	Status
Terrestrial Energy Inc.	IMSR Integral Molten Salt Reactor	200	Phase 1	April 2016	Complete
			Phase 2	December 2018	Assessment in progress
Ultra Safe Nuclear Corporation	MMR-5 and MMR-10 High-temperature gas	5-10	Phase 1	December 2016	Complete
			Phase 2	Pending	Project start pending
LeadCold Nuclear Inc.	SEALER Molten Lead	3	Phase 1	January 2017	On hold at vendor's request
ARC Nuclear Canada Inc.	ARC-100 Liquid Sodium	100	Phase 1	September 2017	Complete
Moltex Energy	Moltex Energy Stable Salt Reactor Molten Salt	300	Series Phase 1 and 2	December 2017	Phase 1 assessment in progress
SMR, LLC. (A Holtec International Company)	SMR-160 Pressurized Light Water	160	Phase 1	July 2018	Assessment in progress

- 사전인허가설계검토는 공식적인 인허가 과정은 아니지만, Vendor의 원자로 설계개발 초기단계에 캐나다 법규, 기술기준, 규제요건 등에 대한 의견을 미리 반영하여 향후 정식 인허가 불확실성을 줄일 수 있음.

(6) 아르헨티나

- CAREM은 아르헨티나 국립원자력연구소 CNEA가 개발하는 일체형 자연순환 가압 경수로임. CAREM-25는 전기출력 27MW 원형로이며, 출력운전시 노심 출구의 냉각재는 포화상태에 약간 못 미치고 상승하면서 기포가 발달하여 자연순환을 활성화함. 내장형제어봉구동장치, 무붕산노심, 나선형 과열증기발생기가 주요 특징임. 1984년경부터 설계 개념이 소개되어 개발 역사는 오래 되었음. 2014년 원형로 건설이 착수되어 2020년 준공 예정이었으나, 정부 지원이 늦어져 2022년으로 연기되었음. 사우디아라비아와 담수화 이용 연구를 위해 합작벤처 Invania를 2015년 3월 설립하였음[20].

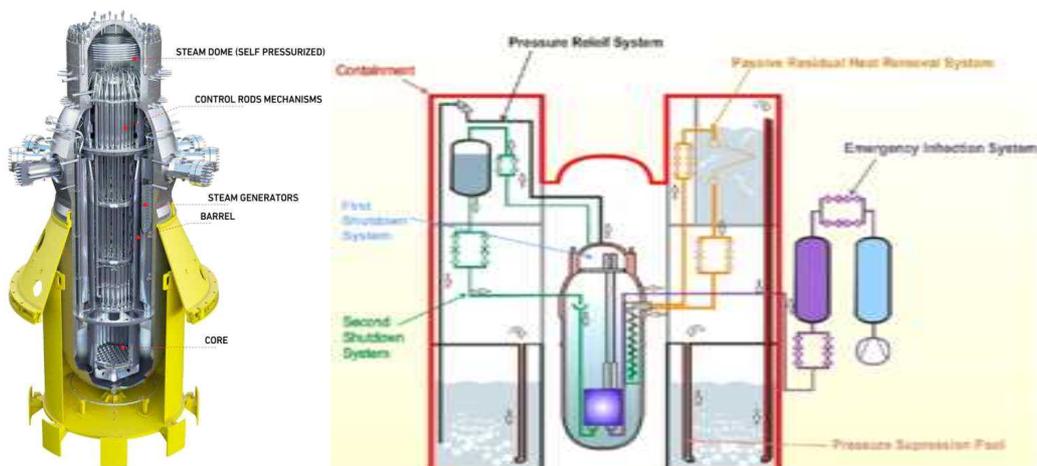


그림 1.19 CAREM-25 개념도

(7) 일본

- 일본에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)
DMS	GE-Hitachi	BWR	300
IMR	Mitsubishi	PWR	350
GTHTR300	JAEA	HTGR	100~300
4S	Toshiba	SFR	10
FUJI	ITMSF	MSR	200

- 도시바 4S는 일본 도시바가 개발 중인 전기출력 10MW의 마이크로 원자로이며, 향후 50MW 원자로도 계획하고 있음. 제어봉 대신 노심 외곽에 설치된 반사판을 이용해 핵연료의 반응도를 조절함. 지하 30m 깊이에 설치하고, 고농축 우라늄을 사용해 연료재장전 없이 30년 동안 쓸 수 있음[21].

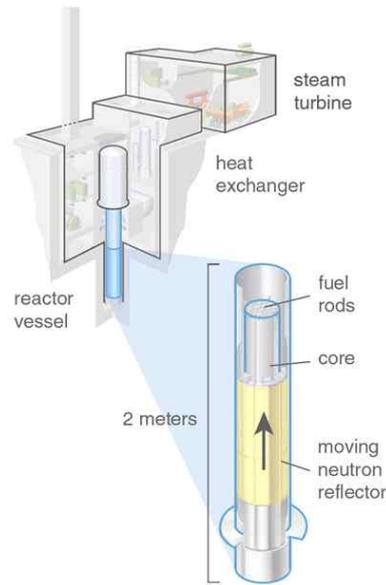


그림 1.20 4S 개념도

- JAEA의 GTHTR300은 섭씨 950도 까지 온도를 올릴 수 있는 초고온가스냉각로 (VHTR)이며 열전달 매질은 헬륨임. 가스터빈으로 전기를 생산하면서, 동시에 고온 열과 열화학적 물분해 IS 공정을 이용해 수소도 생산할 수 있음[22].

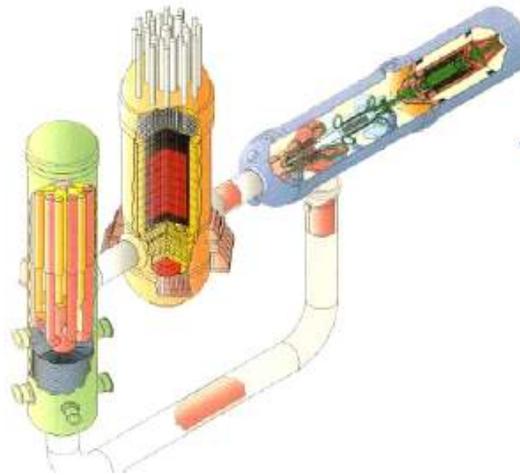


그림 1.21 GTHTR300 개념도

- 이 외에도 일본은 1960~70년대에 열출력 36MW급 선박용 원자로가 탑재된 상선 Mutsu를 진수하여 운용한 경험이 있고, 위 표와 같이 다양한 형식의 소형원자로 연구가 진행되고 있음.

(8) 러시아

○ 러시아에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)	비고
KLT-40S	OKBM	PWR	35 x 2	해양부유식/ Twin 설계
ELENA	Kurchatov Institute	PWR	0.068	자연순환
KARAT-45 KARAT-100	NIKIET	BWR	45/100	자연순환
RITM-200 RITM-200M	OKBM	PWR	50 x 2	일체형 해양부유식
RUTA-70	NIKIET	LWR	70 (열)	공정열 공급
UNITHERM	NIKIET	PWR	6.6	자연순환
VK-300	NIKIET	PWR	250	자연순환
ABV-6E	OKBM	PWR	6-9	해양부유식
SHELF	NIKIET	PWR	6.4	침수형
VBER-300	OKBM	PWR	325	해양부유식
GT-MHR	OKBM	HTGR	288	헬륨냉각
MHR-T MHR-100	OKBM	HTGR	205.5 x 4 25-87	헬륨냉각
BREST- OD-300	NIKIET	LMFR	300	납냉각
SVBR-100	JSC AKME Engineering	LMFR	100	납-비스무스 냉각

○ 러시아에서 개발되는 매우 다양한 소형원자로 중에서 특히 주목할 원자로로는 해양 부유식원전 Akademik Lomonosov호에 2기가 탑재되어 2019년 말에 세계 최초로 상업운전을 시작한 KLT-40S임. 러시아 OKBM이 개발한 전기출력 35MW 블록형 가압경수로이며, 쇠빙선 추진용 원자로 KLT-40의 개량형임. 핵연료 재장전주기는 3~4년이고, 전기출력은 35MW임. 해양부유식원전 Akademik Lomonosov호는 상트페테르부르크 조선소에서 건조되어, 2018년에 무르만스크로 기지로 옮겨 핵연료를 장전하고, 2019년 9월 러시아 극동 해안 소도시 Pevek으로 이동하여, 같은 해 12월 말에 상업운전을 시작하였음[23]. 또한 Rosatom은 RITM-200M을 2기 탑재하여 기존의 KLT-40S를 적용한 선박보다 더욱 진보된 Optimised Floating Power Unit (OFPU)를 개발중임[24].

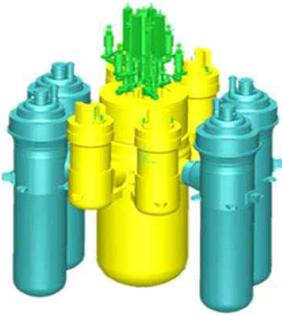


그림 1.20 KLT-40S 개념도와 Akademik Lomonosov 호

(9) 중국

○ 중국에서 개발되고 있는 주요 소형원자로들은 아래와 같음.

원자로	개발자	노형	출력(MWe)	비고
ACP100(S)	CNNC	PWR	125	일체형
CAP200	CGN	PWR	150/200	
DHR	CNNC	LWR	400 (열)	공정열 공급
ACPR50S	CGN	PWR	50	
HTR-PM	INET, Tsinghua Univ.	HTGR	210	

○ ACP100은 중국 CNNC가 개발한 일체형 소형 가압경수로임. 전기출력은 125MW이며, 핵연료 재장전주기는 약 2년임. 해양부유식 원전 탑재용으로 ACP100S도 개발하여 인허가 중이며, 후속 모델인 ACP+도 함께 개발 중임. Lloyd 선급과 협력하여 2016년에 IAEA 안전심사를 통과하였음. 중국 하이난 Changjiang 원전 부지에 2025년 준공 목표로 ACP100 첫 데모 원전 건설이 진행 중임[24].



그림 1.21 ACP100S 개념도

○ ACPR50S는 중국 CGN이 개발하는 블록형 소형 가압경수로임. 전기출력은 50MW이고, 핵연료 재장전주기는 약 30개월임. 2014년에 개념설계, 2017년에 기본설계

를 완료함. 주요기기 구매 착수와 건설을 추진하여 2022년 시운전을 계획하고 있음[26].

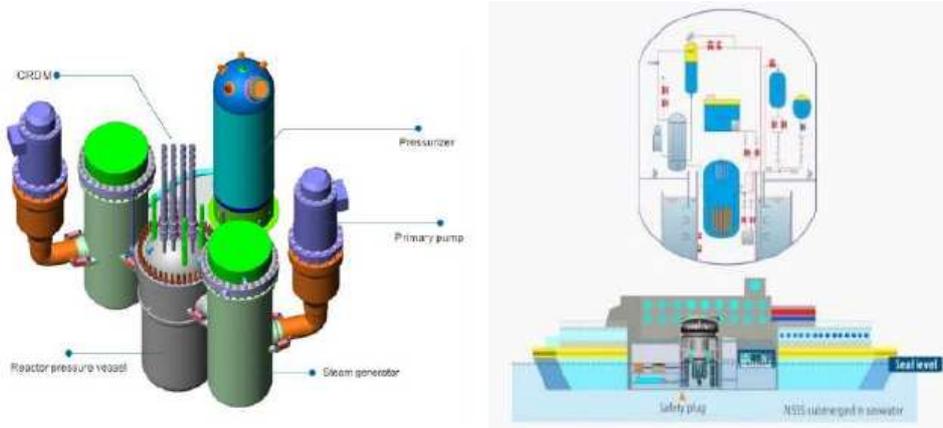


그림 1.22 ACPR50S 개념도

다. 세계 소형로 개발 동향 분석

- 소형원자로는 기존 중앙집중식 전력망에 연결된 수백 MW 급 노후 화력발전소를 대체하거나, 원격지의 소규모 분산전원, 난방열 공급, 해수담수화, 쇄빙선, 부유식 해양원전 등 좀 더 넓고 다양한 분야에 활용할 수 있을 것으로 기대됨. 이런 새로운 미래 잠재시장과 기술을 선점하기 위해, 우리나라를 비롯해, 미국, 영국, 프랑스, 캐나다, 일본, 러시아, 중국, 아르헨티나 등이 경쟁적으로 다양한 소형원자로를 개발하고 있음.
- 잠재시장을 보는 관점에 따라, 기존 대규모 전력망의 노후 화력발전소 대체 등에는 소형원자로 중에서도 출력이 클수록 유리하고, 원격지 소규모 분산전원 등 다양한 활용에는 작은 쪽이 적합할 수 있음. 따라서 일부 개발자는 작은 용량의 모듈을 필요에 따라 여러 개 연결하여 원전 전체 용량을 조절할 수 있는 설계를 제안하고 있음.
- 기술적 관점에서는, 일부 개발자들은 미검증 기술로 인한 인허가 현안을 최소화하기 위해 기존 상용원전의 입증된 기술을 최대한 활용하면서 안전성을 보완하고, 일부는 장기적으로 좀 더 혁신적인 목표와 기술에 도전하고 있음. 현재 전 세계 상용원전의 약 70%를 차지하는 가압경수로 기술을 활용한 노형들이 전자에 속하고, 초고온가스냉각로(VHTR), 소듐냉각고속로(SFR), 납냉각고속로(LFR) 등 비경수형 4세대 노형들이 후자에 속함.

- 현재 전 세계에서 개발 중인 약 50 종류의 주요 소형원자로 중에서 한국의 SMART, 미국의 NuScale, 러시아의 KLT-40S, 아르헨티나의 CAREM, 중국의 ACP100와 ACPR50S 등이 사업화 단계에 가장 근접한 것으로 보임. 이들 노형들의 공통점은 상용원전의 오랜 설계 및 운전 이력을 통해 기술적 안정성과 안전성이 입증된 가압경수로 기술이 근간을 이룬다는 점임. 비경수로형 4세대 노형들 중에도 Moltex Energy사의 SSR 등 일부 노형은 앞선 설계 개념을 제안하며 현재 캐나다 CNSC 사전인허가설계검토와 같은 인허가 검증을 받고 있지만, 상용화되기 까지 경수로 노형에 비해 좀 더 많은 난관을 극복해야 한다는 점은 쉽게 예상할 수 있음.

[참고 문헌]

- (1) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to : IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2018 Edition, IAEA
- (2) “South Korea and Saudi Arabia strengthen cooperation on SMART reactor”, Nuclear Engineering Magazine, 9 January 2020, <https://www.neimagazine.com/news/newssouth-korea-and-saudi-arabia-strengthen-cooperation-on-smart-reactor-7591629>
- (3) Ilhwan Kim et al, Development of BANDI-60S for a Floating Nuclear Power Plant, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Goyang, Korea, October 24-25, 2019
- (4) Seong Gu Kim, Seung Joon Baik, Jangsik Moon, Hwanyeal Yu, Yong Hoon Jeong, Yonghee Kim, Jeong Ik Lee, “Conceptual System Design of a Supercritical CO₂ cooled Micro Modular Reactor”, Proceedings of ICAPP 2015, Nice, France, May 3-6, 2015 Paper 15557
- (5) Ji Hyun Kim, Il Soon Hwang et al, Current Status of Small & Modular Reactor R&D in Republic of Korea, The 17th IAEA INPRO Dialogue Forum on Opportunities and Challenges in Small Modular Reactors, Ulsan, July 3, 2019
- (6) Jong-Won Kim et al, Design Features of Regional Energy Reactor, REX-10, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, Korea, May 22, 2009
- (7) Yeon-Gun Lee, Il-Woong Park, Goon-Cherl Park, SBLOCA and LOFW Experiments In a Scaled-down IET Facility of REX-10 Reactor, Nuclear Engineering and Technology, Volume 45, Issue 3, June 2013, Pages 347-360

- (8) “NuScale submits its SMR for Canadian vendor design review”, Nuclear Engineering, 9 January 2020,
<https://www.neimagazine.com/news/newsnuscale-submits-its-smr-for-canadian-vendor-design-review-7591537>
- (9) “Doosan heavy Industries to enter small module nuclear power plant business”, Korea IT Times, 24 December 2019,
<http://www.koreaitimes.com/news/articleView.html?idxno=94777>
- (10) “Bagging DOE Support, Westinghouse Eyes Demonstration for Nuclear Micro-reactor by 2022”, POWER magazine, 28 March 2019,
<https://www.powermag.com/bagging-doe-support-westinghouse-eyes-demonstration-for-nuclear-micro-reactor-by-2022/>
- (11) “Bechtel and BWXT Quietly Terminate mPOWER Reactor Project”, Forbes, 13 March 2017,
<https://www.forbes.com/sites/rodadams/2017/03/13/bechtel-and-bwxt-quietly-terminate-mpower-reactor-project/>
- (12) “Consortium established for SMR-160 deployment in Ukraine”, World Nuclear News, 12 June 2019,
<https://world-nuclear-news.org/Articles/Consortium-established-for-SMR-160-deployment-in-U>
- (13) “GEH & the BWRX-300” David Sledzik, GE Hitachi Nuclear Energy, October 17, 2019
- (14) “Rolls-Royce plans mini nuclear reactors by 2029”, BBC NEWS, 24 January 2020, <https://www.bbc.com/news/business-51233444>
- (15) “An Introduction to the Moltex Energy Technology Portfolio”, January 2018,
https://www.moltexenergy.com/learnmore/An_Introduction_Moltex_Energy_Technology_Portfolio.pdf
- (16) “Flexblue, Innovative Power,” DCNS, Nuclear Power Asia, Jan. 2013
- (17) “EDF and Westinghouse in talks to develop SMR nuclear reactor”, REUTERS, 17 September 2019,
<https://www.reuters.com/article/us-edf-nuclearpower-smr/edf-and-westinghouse-in-talks-to-develop-smr-nuclear-reactor-idUSKBN1W21JM>
- (18) “Canada and USA select molten salt reactor for joint technical review”, Nuclear Engineering International, 6 December 2019,
<https://www.neimagazine.com/news/newscanada-and-usa-select-molten-salt-reactor-for-joint-technical-review-7551906>
- (19) CNSC Pre-licensing Design Review,

- <https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm?pedisable=true>
- (20) “Techint suspends on work on nuclear reactor due to ‘late payment’”, Buenos Aires Times, 13 November 2019,
<https://www.batimes.com.ar/news/economy/techint-suspends-on-work-on-nuclear-reactor-due-to-late-payment.phtml>
- (21) Toshiba 4S.
<https://www.americanscientist.org/article/a-nuke-on-the-yukon>
- (22) “HTGR Brayton Cycle-Technology and Operations”, Xing L. Yan, JAEA, MIT Workshop on New Cross-cutting Technologies for Nuclear Power Plants, Cambridge, USA, January 30-31, 2017.
<https://energy.mit.edu/wp-content/uploads/2017/02/2-3.-HTGR-Brayton-Cycle-YAN-MIT-talk-r1-min.pdf>
- (23) “Russia’s floating Nuclear Power Plant generates electricity on 2019 December 19”, Indian Power Section News, 20 December 2019.
<https://kseboa.org/12/2019/russias-floating-npp-generates-its-first-electricity-on-2019-december-19.html>
- (24) “Russian floating nuclear plant supplies 10GWh of electricity to Chukotka”, Nuclear Engineering International, 27 January 2020,
<https://www.neimagazine.com/news/newsrussian-floating-nuclear-plant-supplies-10gwh-of-electricity-to-chukotka-7741808>
- (25) “CNNC launches demonstration SMR project”, World Nuclear News, 22 July 2019,
<https://world-nuclear-news.org/Articles/CNNC-launches-demonstration-SMR-project>
- (26) “CGN starts construction of offshore reactor”, World Nuclear News, 07 November 2016,
<https://www.world-nuclear-news.org/NN-CGN-starts-construction-of-offshore-reactor-0711164.html>

2. 비경수로형 소형혁신 원자로 기술

2-1 소듐냉각액체금속냉각로형(SFR)

가. 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)

- 제4세대 소듐냉각고속로(Gen-IV SFR)는 소듐을 냉각재로 사용하고, 핵분열 시 생성되는 고에너지 중성자를 이용해 장수명·고독성 방사선 핵종 소멸과 우라늄 자원 이용률을 증대시킬 수 있는 안전성, 경제성, 지속성 및 핵비확산성이 확보된 제4세대 원자력시스템임.
- 소듐냉각고속로 원형로(Proto-type Gen-IV SFR, PGSFR)는 사용후핵연료에서 추출한 연료물질을 연소하고, 장수명 고독성 방사성 핵종을 단수명 저독성 방사성 핵종으로 변환을 실증하기 위해 국내에서 개발하는 150MWe 용량의 제4세대 소듐냉각고속로임.
- 소듐냉각고속로 개발의 필요성
 - 후쿠시마 원전사고 이후에도 경제성 및 환경문제로 인하여 원자력에 대한 수요는 줄어들지 않고 오히려 증가(미국, 중국, 러시아 주도).
 - 원자력발전이 지속됨에 따른 사용후핵연료 관리의 중요성은 이미 사회적 문제로 대두되고 있으며, 특히 국민의 안전에 대한 인식이 높아짐에 따라 반감기가 긴 사용후핵연료의 방사선 및 장기 관리 문제 해결 요구가 증대.
 - 고유 안전성이 확보된 소듐냉각고속로 실증을 통한 사용후핵연료 관리 방안을 제시함으로써 국민이 안심하는 지속가능한 원자력 이용환경 구현 가능.
 - 파이로공정 기술과 소듐냉각고속로가 연계된 재순환원자력시스템의 완성은 사용후핵연료에 기인한 사회적 비용 및 미래세대의 부담 최소화.
- 소듐냉각고속로 개발의 기대 효과
 - 사용후핵연료를 재순환으로 고준위방사성폐기물 처분장의 면적과 관리기간을 크게 줄여 국가의 경제적 부담 경감.
 - 사용후핵연료 내 고독성물질(TRU) 연소기술 타당성 입증과 전력생산 병행을 통한 경제성 제고.
 - 재순환원자력시스템 구현으로 고준위폐기물 양을 1/20로 줄일 뿐만 아니라 처분장 규모 축소로 고준위방사성폐기물 최종 처분장 부지확보에 직접 기여.

1) 원자로개념

가) 개발 목적 및 활용 예상 분야

○ SFR원형로 기술개발은 정부의 정책결정에 따라 '20년 한미 핵연료주기공동연구(JFCS)가 가시화 되는 시점까지 SFR원형로 설계역무의 진전을 보류하는 것으로 결정됨.

○ 이에 파이로프로세싱 기술과 기 개발된 SFR원형로 기술을 접목, TRU 고연소를 통한 사용후핵연료 부피·독성을 획기적으로 저감할 수 있는 핵심기술을 개발함으로써, 국내 사용후핵연료 안전관리 기술 적기 확보 및 후행핵연료주기 국가 정책결정을 위한 현실적 방안 제시로 목적이 변경.

- 핵심기술 개발 목표:

- 사용후핵연료 독성물질 소각을 기술적으로 실증하기 위한 고함량 TRU 금속연료 기술 개발로 구현 가능성 증대.
- 기 확보된 SFR 설계/계통 핵심 기술의 TRU 소각로로의 적용으로 개발 기간 단축 및 계통 안전성 향상.
- 운전 신뢰성 향상, 실시간 감시를 위한 계측 및 진단시스템의 제작 및 검증으로 운전/유지보수 편의성 향상.

○ 세계적으로 대두되는 신규 SMR 원전시장에서 대량 발생이 예상되는 사용후핵연료 처분 문제의 해결책으로서 활용 가능한 다목적 TRU 소각용 원자로 개념 제시 및 관련 기술 경쟁력 강화.

- 고함량 TRU 핵연료 기술 및 소각성능 입증자료를 확보하여 세계 최고 수준의 사용후핵연료 독성 저감 기술을 선도.
- 안전성 증대, 대형로에서 소형로로, 발전로에서 비발전로로 재편되는 해외 원자로 개발 동향에 부응하는 원자로 기술을 개발하여 수출 경쟁력 제고 및 기술 선점.

나) SFR원형로 노형 개념

(1) 핵증기공급계통(Nuclear Steam Supply System, NSSS)

- 2012년부터 우리나라가 개발한 대표적인 소듐냉각고속로인 SFR원형로는 150MWe 용량의 풀형(pool type) 원자로로서 TRU 연소를 통한 사용후핵연료 독성 저감능을 실증하기 위한 원형로로서 설계됨. 소듐냉각고속로의 열전달계통은 일차열전달계통(Primary Heat Transport System, PHTS), 중간열전달계통(Intermediate Heat Transport System, IHTS)과 동력변환계통으로 구성됨. 핵증기공급계통(NSSS)은 아래와 같이 주요기와 배관이 원자로용기 내부 풀안에 설치되어 배관 파단에 의한 냉각재 상실 가능성이 근본적으로 배제되며, 충분한 열적관성(thermal inertia)을 가지도록 설계되어 사고 시 예상되는 급격한 열적과도(thermal transient) 현상을 완화시킬 수 있는 안전한 특징을 갖고 있음. 또한 원자로의 고유안전성을 높일 수 있는 금속연료를 채택함으로써 사고 저항성을 향상시킴.

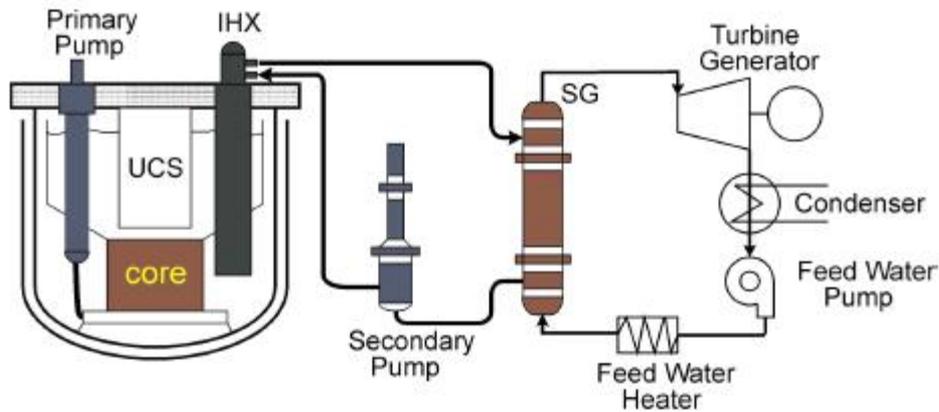


그림 2-1.1 풀형 소듐냉각고속로의 시스템 구성도

- 일차열전달계통(PHTS)에서는 원자로에서 발생하는 열을 원자로 일차소듐 냉각재로 전달하고 이를 다시 중간열전달계통을 통하여 증기발생기로 전달하여 증기를 생산함. 중간열전달계통(IHTS)은 2개의 루프(loop)로 구성되며, 루프당 1대의 증기발생기가 설치됨. 일차열전달계통은 일차냉각재경계를 형성하며, 중간열전달계통은 만약의 경우 증기발생기에서 일어날 수 있는 소듐-물 반응이 원자로의 안전에 미치는 영향을 방지 및 일차열전달계통의 방사화 소듐의 누출을 억제하는 역할을 함.

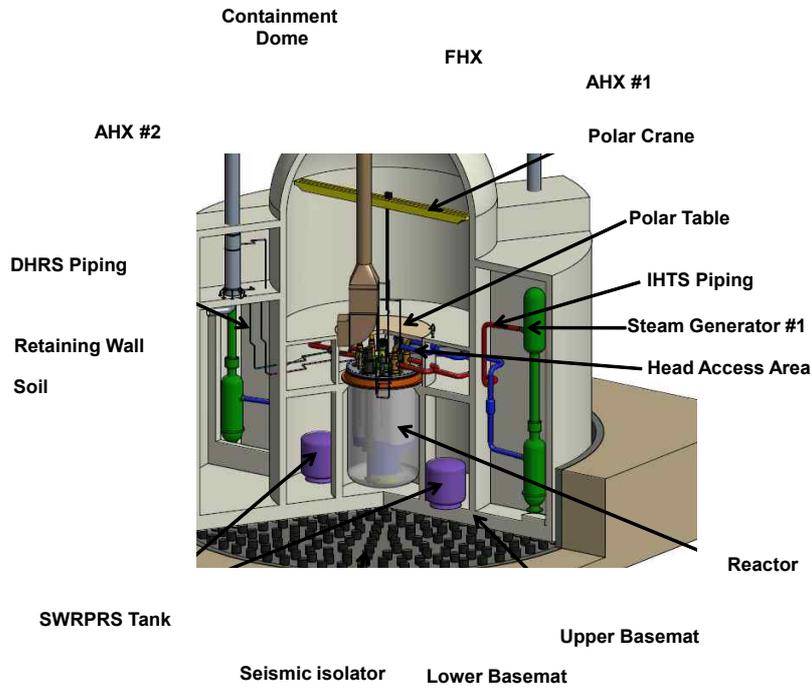


그림 2-1.2 열전달계통 배치도

- 원자로용기 내부에 설치되는 원자로내부구조물은 노심원통(core barrel), 노심지지 구조물(core support structure), 레단 구조물(Redan structure), 상부내부구조물 (upper internal structure), 노심상부차폐구조물(core upper shielding structure), 노심 반경차폐 구조물(core radial shielding structure) 등으로 구성.
- SFR원형로 핵증기공급계통은 일차열전달계통과 중간열전달계통, 잔열제거계통, 소듐-물 반응 압력완화계통 등으로 이루어져 있음. 잔열제거계통은 일차열전달계통을 고온정지운전이나 재장전운전이 가능한 상태에 도달할 때까지 잔열열교환기(Decay Heat Exchanger: DHX)를 통해 전달된 노심의 잔열(decay heat)과 일차열전달계통의 현열(sensible heat)을 제거하는 기능을 수행함. 잔열제거계통은 단일고장을 고려하여 피동잔열제거계통 2 계열과 능동잔열제거계통 2 계열의 총 4 계열로 구성되며 어떠한 출력준위에서 원자로가 정지되어도 2 계열을 이용해 일차열전달계통 펌프가 정지된 상태에서 72시간 이내에 일차열전달계통의 온도를 고온정지운전 온도까지 냉각시킬 수 있음.

(2) 핵연료 및 노심

- SFR원형로에는 농축도가 20 % 이하인 U-10Zr 금속연료를 초기노심에 사용하며 향후 파이로 공정에서 생산된 TRU 함유 금속연료로 전환함. 금속연료는 정상운전 중 산화물연료에 비하여 핵연료 온도가 낮으며, 도플러 반응도량이 상대적으로 작

아 사고 시 고유안전성이 우수함. 핵연료봉은 피복관에 금속연료심을 장전한 형태로 구성하며 피복관은 고온에서 강도가 높으며 고속중성자 환경에서도 낮은 팽윤을 갖는 FMS(Ferritic Martensitic Stainless)강인 FC92를 사용함. 핵분열기체 방출에 대한 핵연료봉의 견전성을 확보하기 위하여 충분한 플레넘을 두며 핵연료봉 외면에 와이어를 나선형으로 감아 핵연료봉 사이의 간극을 유지함. 핵연료집합체는 취급 소켓, 상부 반사체, 육각 덕트, 217개의 핵연료봉, 마운팅 레일, 하부 반사체, 노즈피스로 구성되어 있으며, 피복관을 제외한 핵연료집합체의 구조재는 HT9이 적용됨.

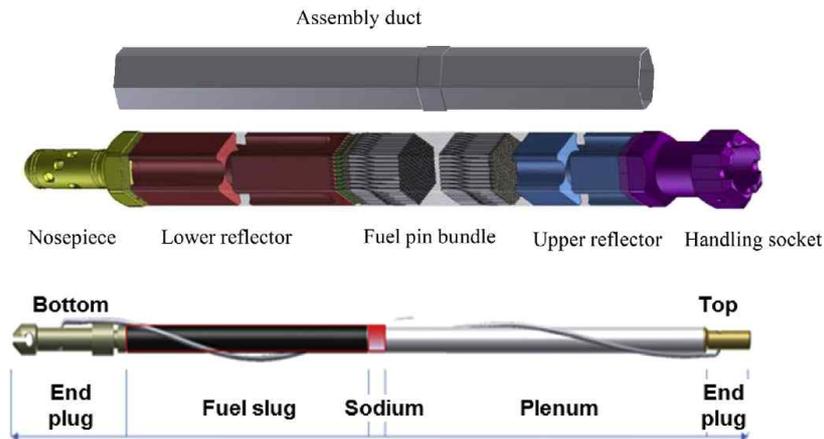


그림 2-1.3 핵연료봉 및 핵연료집합체 구성

- 비연료집합체의 구조재는 HT9 강을 사용함. 제어봉집합체는 핵연료집합체와 동일한 제원 및 형상을 지닌 덕트로 구성되며 제어봉집합체는 클램핑 헤드, 상/하부 어댑터, 마운팅 레일, 내부 육각 덕트, 피스톤 헤드 및 19개의 제어봉으로 구성됨. 반사집합체는 핵연료집합체와 동일한 외곽 구조부품과 HT9 재질의 37개의 반사봉으로 구성됨. 차폐집합체는 핵연료집합체와 동일한 외곽 구조부품과 7개의 B4C 차폐봉으로 구성됨. 개별적으로 구동이 가능한 총 9개의 제어봉집합체가 있으며, 이들은 일차 및 이차제어봉집합체로 구분됨. 제어봉집합체는 노심에 장전된 제어집합체 덕트 내에서 상하로 움직임. 일차제어봉집합체는 총 6개로 구성되어 있으며, 정상 운전 중 반응도 제어 및 원자로 정지기능을 수행함. 이차제어봉집합체는 총 3개로 구성되어 있으며, 사고 시 원자로 정지기능을 수행함.
- SFR원형로 노심은 112개의 핵연료집합체와 90개의 반사집합체, 174개의 차폐집합체, 66개의 노내저장소, 9개의 제어집합체로 구성됨. 핵연료집합체는 1.58 m의 등가직경과 0.9 m의 유효높이를 갖는 원통형 노심이 되도록 적절히 배치되어 392.2 MWt의 열출력을 생산함. 반사집합체는 노심을 이중으로 둘러싸 노심 외부로 중성자 누출을 감소시켜 노심 성능을 향상시키며, 차폐집합체는 원자로 내부구조물 및

기기가 중성자 조사로 손상되는 것을 방지하기 위해 노심을 이중으로 둘러싸고 있음. 연소된 사용후핵연료집합체를 냉각하기 위한 노내저장소가 노심 외곽에 위치하고 있으며, 최외곽에 사용후핵연료집합체에 의한 중성자 조사를 차폐하기 위해 추가적인 차폐집합체가 배치됨.

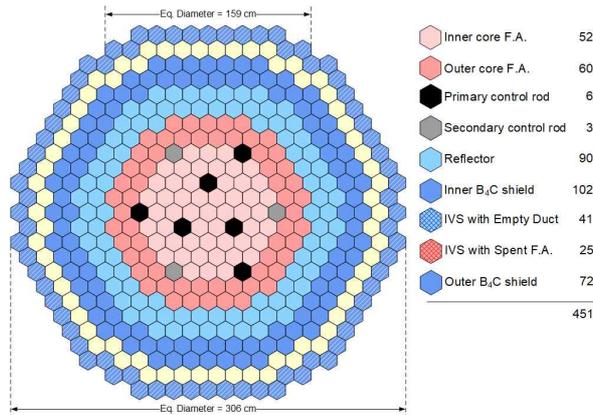


그림 2-1.4 SFR원형로 노심 반경방향 구성

- 사용후핵연료의 부피와 독성을 저감하는 핵심기술의 하나로서 경수로 사용후핵연료 내 TRU를 전량 연소시킬 수 있는 TRU 소각로 노심에 대한 연구가 2018년부터 수행 중임. 가능한 적은 기수의 TRU 소각로를 도입하기 위하여 출력은 입증기술 기반의 3,800MWth(1,400MWe급)로 정하였으며, TRU 연소를 극대화하기 위하여 핵연료 내 TRU 함량을 약 50%까지 증가시킴. 예비 개념설계 결과, 총 5기의 TRU 소각로를 활용하여 경수로가 모두 운전 정지되는 2083년까지의 누적 사용후핵연료 22,685 tHM내 TRU를 99% 소각 가능함을 확인함. 방사성 독성에 대한 예비 시나리오 해석 결과, 천연우라늄 수준까지 독성이 감소하는 기간을 직접처분시 약 10만 년에서 TRU 소각시 약 5천년 수준까지 감소시킬 수 있음을 확인함.

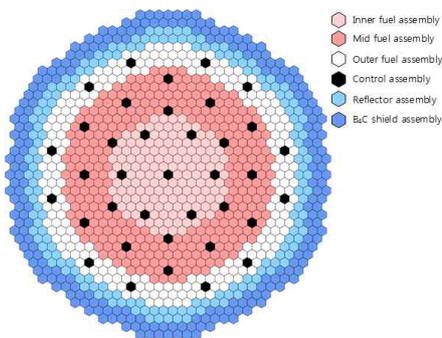


그림 2-1.5 TRU 소각 예비 노심 구성



그림 2-1.6 방사성 독성 감소 효과

다) 국내외 개발 동향

< 국내 현황 >

- 우리나라의 소듐냉각고속로 연구는 선진국보다 늦은 1980년대에 한국원자력연구원의 소규모 기초기술 연구로 시작하였으며, 1997년부터 국가 원자력연구개발 중장기계획사업을 통해 본격적으로 연구개발에 착수하여 미국 GE사와의 기술협력을 통해 2001년에 소형 소듐냉각고속로인 KALIMER-150 (150MWe) 설계개념을 완성함.
- 2002년부터 2006년까지는 중형 소듐냉각고속로인 KALIMER-600 (600MWe)의 개념설계를 완성하였으며, KALIMER-600은 우리 기술력을 바탕으로 한 독창적 개념의 원자로로서 제4세대 소듐냉각고속로 참조 개념으로 선정된 바 있음.
- 2007년부터 2011년까지는 KALIMER-600 개념설계 경험을 바탕으로 제4세대 기술 목표를 달성하기 위해 제시된 복수 후보개념의 설계사양에 대한 기술적 타당성 평가를 수행하여 최종적으로 1,200MWe급 자체순환로와 600MWe급 연소로 두가지 노형을 최적 후보개념으로 선정하고 고유개념 계통설계에 필요한 핵심기반기술을 개발함.
- '11년 11월 21일 제1차 원자력진흥위원회에서 정책적 환경 변화에 능동적으로 대응하기 위하여 미래원자력시스템 장기 추진 계획 수정안이 의결되었음. 이후 종합적인 기술개발 계획 수립과 연구 목표 관리를 위하여 소듐냉각고속로개발사업단이 '12년 5월에 출범하고, 사용후핵연료를 안전하고 경제적으로 처리할 수 있는 제4세대 소듐냉각고속로의 핵심기술을 실증하기 위한 소듐냉각고속로 원형로 기술 개발을 수행해 왔음.
- 1단계로 '12년에 원형로 설계개념을 설정하고, '13년도부터 예비특정설계를 수행하여, '15년 사전안전성분석보고서를 중간 결과물로 생산함.
- 2단계('16~'17년)에서는 특정설계 수행을 통해 설계수준을 향상시켜 특정설계안전성분석보고서(Specific Design Safety Analysis Report: SDSAR)를 발행하였으며, 설계 전산코드(금속연료설계, 노심 핵/열유체설계, 안전해석) 및 방법론(열교환기, 상부내부구조물 동특성, 면진설계 방법론 등) 등에 대한 특정기술주제보고서 10건을 생산하였음.
- 기존의 소듐냉각고속로 개발 및 운영국가에서 사용하고 있는 산화물연료에 비해 고유 안전성이 우수한 원형로의 금속연료 제조 기술, 핵연료 피복관 재료 및 금속

연료 성능의 핵심기반 기술을 개발하여 공학규모 연료심 제조기술 및 크리프 성능이 향상된 고유 피복관 기술과 금속연료 설계기술을 확보함.

- BOR-60 원자로에서 U-10Zr 금속연료와 FC92 피복관 조사시험을 수행 중임. 2020년까지 금속연료 목표 연소도인 7.0 at.%와 피복관 목표 조사량인 75 dpa에 도달할 계획임.
- 원형로 고유의 잔열제거계통의 성능검증을 위해 이전 단계에서 소듐 개별효과 시험시설(STELLA-1)을 구축하고 이를 이용하여 열교환기에 대한 성능효과 시험을 수행함. 시스템 설계를 마친 원자로의 안전성을 종합적으로 검증하기 위하여 소듐 열유동 종합효과 시험시설(STELLA-2)를 구축하고 있음.
- 3단계('18~'20년)에서는 정부의 원자력정책(에너지전환)에 부합해서「한미 핵연료주기 공동연구의 파이로타당성 평가결과 도출('20년)」까지 SFR원형로 실증을 위한 설계심화 및 대규모 투자의 연구개발 역무를 보류하고 설계기술 인증 및 사용후핵연료의 부피·독성 저감을 극대화할 수 있는 핵심기술 개발에 집중하는 방향으로 연구를 전환함.

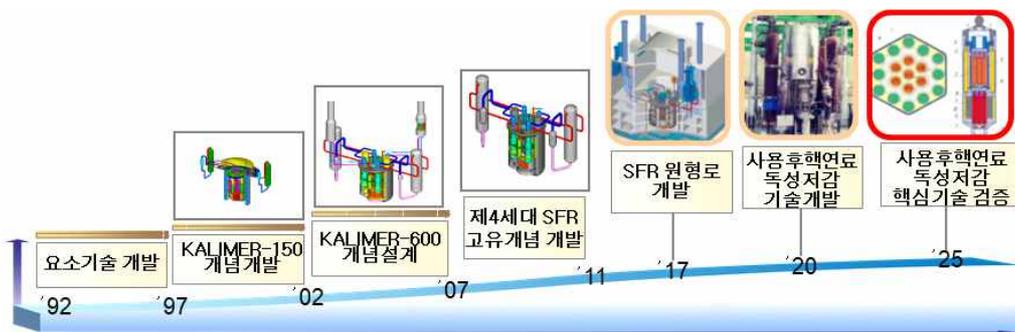


그림 2-1.7 SFR 기술 개발 현황

< 국외 현황 >

- 원자력선진국은 근 미래의 원자로로서 안전성, 경제성, 지속가능성, 핵비확산성 등이 우수한 非경수로형 선진원자로(SMR 포함) 개발에 대한 비전, 로드맵과 전략을 발표하고, 미래 시장 창출과 기술 선점에 주력하고 있음.
- 미국은 안전성, 경제성, 지속가능성, 핵비확산성 등의 장점을 지닌 선진원자로가 2050년까지 미국과 전 세계의 에너지 구성에서 중요한 비중을 차지할 것으로 예상하고, 2030년대 초반까지 최소 2개의 非경수형 선진 원자로에 대한 NRC의 건설 인허가 검토를 완료할 예정임. 현재 기술이 성숙된 고온 가스로나 함께 SFR은 유

력한 후보이며 TerraPower, Oklo, General Electric, ARC 등의 민간기업에서 주도하고 있음.



그림 2-1.8 미국 선진원자로 개발 일정, 2016

- 캐나다는 자국의 소규모 전력망 또는 비전력망 지역에 전력 또는 열공급을 위해 소형경수로와 선진원자로를 포괄하는 소형원자로 개발 로드맵을 수립함('18.12). 캐나다 원자력규제기관(CNSC)은 산업체(ARC Nuclear)가 제안한 100 MWe 용량의 SFR 타입 소형원자로인 ARC100 대한 사전인허가검토(Vender Design Review)를 수행 중임.
- 일본은 도시바사와 전력중앙연구소(CRIEPI) 공동으로 10MWe 용량의 SFR 타입 소형원자로인 4S를 개발하였으며 크기는 22×16×12 m 임. 50MWe 용량의 원자로 설계도 보유하고 있음.

명칭	ARC100	4S
원자로 형태		
방식	소듐냉각고속로	소듐냉각고속로
출력 전기	100 MWe	10 MWe

그림 2-1.9 해외에서 개발 중인 SFR 소형원자로

- 미국 INL은 ATR(advanced Test Reactor) 연구로를 이용하여 선진 핵연료 및 재료의 지속적인 조사시험을 수행하고 있음. 특히 미국의 선진 핵연료 및 재료를 시험할 다목적 소듐냉각 고속중성자 연구로인 VTR(Versatile Test Reactor)을 2026년 가동을 목표로 개발을 착수함. VTR은 연간 30 dpa의 중성자 조사량을 가지며 capsule 및 다양한 환경(Na, Pb, LBE, He, Salt)에서 시험이 가능한 loop type 시설을 갖춘 다목적 연구로임. VTR 노심/핵연료/안전계통 관련 연구는 DOE 산하 국립연구소가 수행하고 원자로 개념설계 및 경제성 평가는 산업체가 수행하며 관련 실험 연구는 산-학-연 연계하여 개발함. VTR의 초기 구동 핵연료는 기존 DB를 보유한 U-Pu-Zr(또는 U-Zr)이며, 차기 단계 핵연료는 Annular 핵연료로서 이에 대한 예비성능평가, 제조, 조사시험을 진행 중임.
- 일본의 경우, Ministry of Economy, Trade and Industry(METI) 주관으로 고속로 개발 계획을 수립함. 21세기 중반 운전을 목표로 하여 실증로를 건설하며 민간 기업이 참여하고 SFR을 포함한 모든 고속로형을 대상으로 향후 10년간 3단계에 걸쳐 고속로 개발 방향을 설정함. 핵연료 및 재료 시험을 위한 Joyo의 가동과 관련하여 2023년 재가동을 목표로 안전성 보고서를 2017년 3월에 제출함. MONJU 해체와 관련하여 2017년 12월 해체계획을 신청하여 2018년 3월에 승인됨. 2018~2022년 핵연료를 제거하고 2047년까지 단계적인 해체를 목표로 함.
- 프랑스는 원전 축소 정책과 우라늄 가격 하락에 따라 상업용 고속로 도입 시기를 늦추었음. 이에 따라 ASTRID도 건설을 보류하고 계획을 재검토 중에 있음. ASTRID도 원자로 용량을 줄여 핵연료의 Pu 농축도는 증가하게 될 예정임. ASTRID는 2019년까지 기존의 기반 및 핵심 연구(ASTRID 설계, 핵연료 제조시설, 수치해석 툴, 검증시험, 중대사고 실험)는 진행하며, 2020년 이후에 실험/실증로 개발에 필요한 연구역량 확보를 위하여 해외 원자력연구기관과의 협력 확대는 물론 해외 고속로(BOR-60, MBIR, JHR, JOYO, CEFr)을 이용한 R&D를 추진하기로 함.
- 러시아는 고속로 관련하여 유일하게 상용 원전(BN-600, BN-800)을 건설, 운영하고 있으며 연구로(BOR-60) 운영과 다목적 원자로(MBIR) 건설, 대형 소듐냉각 고속로(BN-1200)와 납냉각 고속로(BREST-300) 건설과 같이 고속로 관련 다양한 포트폴리오를 구축함. 고속로에 적용하기 위한 질화물 핵연료 연구를 진행하고 있음.
- EU의 경우, 17년도부터 21년까지 SFR 핵연료 연구 관련 2개의 주요 project(INSPIRE, ESFR-SMART)를 수행함. INSPIRE는 ESNII 원형로에 혼합산화물 핵연료(MOX)를 적용하기 위한 타당성 연구로 14개 기관이 800만 유로를 출

자하여 수행하는 연구이며 핵연료 설계, 제조 및 성능평가 관련 연구를 수행함. ESFR-SMART는 상용급 European Sodium Fast Reactor(ESFR)을 개발하기 위한 국제 공동 연구로 19개 기관이 800만 유로의 규모로 수행하는 연구임.

라) 핵심 요소 기술 정의

- 개발된 사용후핵연료 독성저감 핵심기술을 검증하고 파이로-SFR 기술의 연구개발 단계를 완성하기 위한 핵심 요소기술을 다음과 같이 정의함.
 - 사용후핵연료 독성물질 소각을 기술적으로 실증하기 위한 고함량 TRU 금속연료 기술
 - 국내 SFR 개발을 통해 확보된 핵심 기술 (TRU 노심 주요 코드 및 신개념 기기)을 TRU 소각로에 적용하기 위한 기술
 - 소각로 운전 신뢰성 향상과 실시간 상태 감시를 위한 계측기 및 센서, 진단시스템 등의 제작 및 검증 기술

중점영역	주요 목표
TRU 소각성능 검증	고함량 TRU 금속연료심 및 연료봉 제조, 고함량 TRU 금속연료 배리어 피복관 성능평가, 고함량 TRU 금속연료 성능분석 모델 및 코드 검증, 고속실험로 핵연료/재료 조사시험 장치기술 개발
TRU 소각로 핵심기술 검증	TRU 노심 설계코드 예비검증, 안전해석 및 전산코드 교차검증, 플랜트 시뮬레이터 개발 및 성능평가, 신개념 열교환기 성능검증, 이중배관 성능검증
TRU 소각로 원격진단 시스템 검증	소각로 원격 감시진단용 계측기 및 센서성능 검증, 소각로 고온 손상 감시 진단 기술 검증

- 위의 목표를 달성하기 위한 핵연료, 원자로계통, 안전계통별 주요 혁신기술을 나열하면 다음과 같음.

① TRU 소각성능 검증

- TRU 소각성능을 극대화하기 위하여 핵연료 내 TRU 함량을 높인 고함량 TRU 핵연료의 소각로 적용이 필요하며 이를 구현하기 위한 고함량 TRU 핵연료심 및 핵연료봉 제조기술 개발이 필요함.
- 고함량 TRU 핵연료 적용시 핵연료-피복관 화학적 상호반응 개시온도가 감소하

여 정상상태 및 과도상태 핵연료 안전성을 저하시킴. 이에 상호반응을 원천적으로 차단시키고 핵연료 안전성을 향상시키는 혁신 개념의 배리어 피복관 제조기술을 개발함.

- 고함량 TRU 핵연료의 성능을 평가하기 위한 핵연료 성능 모델 구축 및 전산코드 검증 기술을 개발함.
- 고함량 TRU 핵연료의 원자로 내 소각 성능을 검증하기 위한 고에너지 중성자 조사시험 기술을 개발함.

② TRU 소각로 핵심기술 검증

- TRU 노심 설계코드 예비검증 : 경수로 사용후핵연료의 처분은 직접처분과 고속로를 활용하여 사용후핵연료의 독성과 부피를 저감한 후 처분하는 방법으로 구분됨. 두 번째 방법인 사용후핵연료의 독성저감을 위해서는 주 독성물질인 TRU의 소각이 필수적이며, 이를 위한 TRU 소각 및 독성 저감 연구가 진행 중임. TRU 소각능을 판별하기 위한 핵심기술은 TRU 노심 설계 및 이에 사용되는 노심 설계코드의 정확성과 검증이며, 향후 국가 사용후핵연료 처분 정책에 유연하게 대응하기 위한 사전 필수연구임.
- 안전해석 및 전산코드 교차검증 : TRU 소각로의 정상 및 과도 상태에서의 신뢰성 높은 안전성 확인이 필요하고, 예비 안전성 분석 수행 결과 피드백 및 안전 관련 대표 설계기준사건에 대한 계통의 안전성 분석이 필요함. TRU 소각로는 반응도 특성이 U 노심에 비해 민감하여 음의 반응도궤환 모델들에 대한 엄밀하고 정확한 평가 및 비교검증이 필요함. 설계기준사고에서 TRU 소각로에 대한 노심붕괴열 모델은 원자로정지 후 핵심 주요 변수로서 안전해석 전산코드의 ANS 노심붕괴열 모델들의 비교검증을 통한 신뢰성을 확보함. VTR 원자로 설계 데이터 및 안전해석 결과를 분석을 통해 선진국 수준의 TRU 소각로의 안전해석 전산코드의 검증과 안전해석 방법론을 구축함.
- 플랜트 시뮬레이터 개발 및 성능 평가 : IAEA에서는 PWR, BWR 등 다양한 원자로형에 대한 PC 기반 시뮬레이터를 제공하고 있으나 고속로의 경우에는 개발이 필요함. 해외에서 개발되고 있는 비경수로형 선진원자로에서도 시뮬레이터의 수요가 예상되고 있음. 고속로는 보론 농도조절 및 제논 독작용 효과가 없고, 공간적인 반응도 차이가 거의 없으며, 자체 제어능력으로 경수로에 비해 운전 및 제어가 매우 단순하여 디지털트윈, 자율운전, 지능형 운전지원과 같은 4차 산업혁명 기술의 적용이 용이함. 따라서, 안전성이 향상된 차세대 원전과 4차 산업혁명 기술의 접목을 위해 필수적인 시뮬레이터 제반 기술을 확보함.
- 신개념 열교환기 성능 검증 : 소듐냉각고속로에서 발생 가능한 소듐-물 반응 사고는 관련 대처설비를 통해 그 영향을 완화할 수 있으나, 이에 따른 원자로 정지 및 정비는 원자로의 경제성을 악화시키는 요인이 됨. 일본 MONJU 원자로

의 소듐 누설 사고를 비롯하여 후쿠시마 사고 등으로 인해 원자로 안전에 대한 사회적 요구가 더욱 증대되었고, 특히 소듐 냉각재에 대한 사회적 불안감을 해소하기 위해 소듐-물 반응 사고 발생 가능성을 현저히 낮추는 새로운 개념의 증기발생기 도입이 요구됨. 소듐-물 반응 사고를 실질적으로 배제시키거나 사고의 영향을 극소화 할 수 있는 구리밀봉 증기발생기 개념이 제안되었으며, TRU 소각로에 적용하기 위한 성능시험 및 코드를 검증함.

- 이중배관 성능 검증 : 소듐은 대기에 노출되는 경우 대기의 산소 및 수분과 반응하여 화재 및 연무가 발생하므로 소듐 누설을 방지하는 기술 개발의 필요성이 매우 높음. 소듐 누설에 가장 취약한 구조물은 배관이므로 배관의 용접부를 줄여 소듐누설 가능성을 극소화할 수 있는 유도가열벤딩 기술을 확보함.

③ TRU 소각로 원격진단 시스템 검증

- 소형 고온 비접촉 초음파 유량계 개발 및 성능 검증 : 기존 유량 측정 기술은 배관의 재질과 내구성, 주기적인 접촉 매질의 주입 및 단열 등의 문제로 인해 고온 환경에서 적용 범위 및 적용 시간에 한계를 가짐. 따라서 실시간 원격진단을 통한 TRU 소각로의 안전성 향상을 위해 배관 재질 및 접촉 매질에 영향을 받지 않으며 단열재 내부에 설치가 가능한 소형 고온 비접촉 유량 측정 기술을 개발하여 선진원자로의 원격 운전 기술에 필요한 핵심 계측기술에 적용하여 안전성을 향상함.
- AI 기반 소듐 내부 가시화 시스템 개발 및 성능 검증 : 광학적으로 불투명한 소듐을 냉각재로 사용하는 TRU 소각로 내부구조물의 건전성을 보장하기 위해서는 소듐 내부를 가시화하여 구조물의 이상 유무를 판별할 수 있는 검사 기술이 요구됨. 기존의 소듐 내부 가시화 기술은 센서 자체의 성능 향상에만 국한되어 있어 고온/고방사능의 환경적인 문제와 적절한 재료의 부재 등으로 인한 한계점을 가지고 있음. 이러한 기존 기술의 한계를 극복하기 위해 AI 및 빅 데이터 기술을 이용하여 결함의 유무와 더불어 결함의 형상, 크기 및 이를 기반으로 구조물의 건전성 평가가 가능한 인공지능 기반의 검사기술을 개발하여 검사 기술의 신뢰성을 향상함.
- 고온 원자력 열유동 운전 감시 시스템 개발 및 검증 : TRU 소각로의 안전성 향상을 위해서는 고온 원자로 운전 감시에 필요한 열유동 측정 변수들을 정확하고 정밀하게 측정 및 감시할 수 있는 고온 열유동 운전 감시 시스템 개발이 필요함. 특히, 머신 러닝 등 4차 산업 핵심 기술과의 융합을 통해 건전성 예측 및 관리 기술 (PHM: Prognostics and Health Management)을 통한 사고예방, 격오지 적용 및 인적 오류 방지를 위한 원격 또는 무인 운전에 필요한 기반기술을 구현함.
- 고온 손상감시진단 기술 검증 : TRU 소각로와 같은 고온 원자로의 운전환경은

높은 열응력과 크립손상을 발생시키므로 기존의 상온환경의 평가에서는 고려하지 않았던 응력완화 및 크립변형을 고려해야 함. 고온 손상감시진단 통합 시스템은 첨단 고정밀 계측기로부터 제공되는 실시간 운전하중 데이터를 기반으로 고온 크립-피로 손상을 실시간으로 진단하여 TRU 소각로에 대한 실시간 수명 예측 및 최적화된 보수/교체 정보 제공을 통하여 원자로의 안전성을 극대화함.

마) 기술개발 전략

(1) TRU 소각성능 검증

○ 고함량 TRU 금속연료심 및 연료봉 제조기술 개발

- TRU 함량이 증가됨에 따라 기존의 금속연료 제조기술 대비 수반되는 공정의 적용 가능성, 제조성, 안전성 확보 및 핵물질 손실제어가 가능한 고함량 TRU 함유 금속연료 제조기술의 확보가 필요함.
- 이를 달성하기 위하여 고함량 TRU 함유 핵연료 제조성 예비평가, 스크랩 표면 오염층 분석시험 및 재사용 도가니/주형 후보소재 평가를 통하여 고함량 TRU 핵연료 제조성을 예비평가하고 스크랩 표면오염 제거기술 시험 평가, 재사용 제조부품 반응성 시험 평가를 통하여 고함량 TRU 함유 금속연료봉 제조 요건을 도출함. 고함량 TRU 함유 금속연료심 제조기술 개발을 거쳐 최종적으로 고함량 TRU 함유 금속연료봉 제조기술을 개발함.

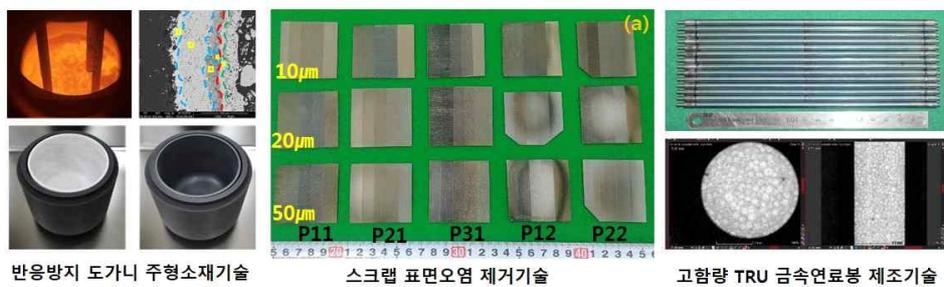


그림 2-1.10 고함량 TRU 금속연료심 및 연료봉 제조기술

○ 고함량 TRU 금속연료 배리어 피복관 성능평가

- 고함량 TRU 사용시 금속 연료와 피복관과의 상호반응 개시 온도가 낮아져 TRU 소각성능 저하의 직접적인 원인이 됨. 상호반응을 원천적으로 차단하기 위하여 피복관 내면의 배리어 코팅이 필요함.

- 이를 달성하기 위하여 고함량 TRU 핵연료 배리어 개념을 설정하고 고함량 TRU 핵연료 배리어 기술 검증 및 최적화 연구를 수행하며 배리어 노외 성능 시험 및 배리어 노내 성능 검증에 필요한 조사시험용 배리어 피복관을 제조함. 배리어 노내 조사시험과 배리어 조사후 시험을 통하여 배리어 실용화에 필요한 성능자료를 단계적으로 구축함.

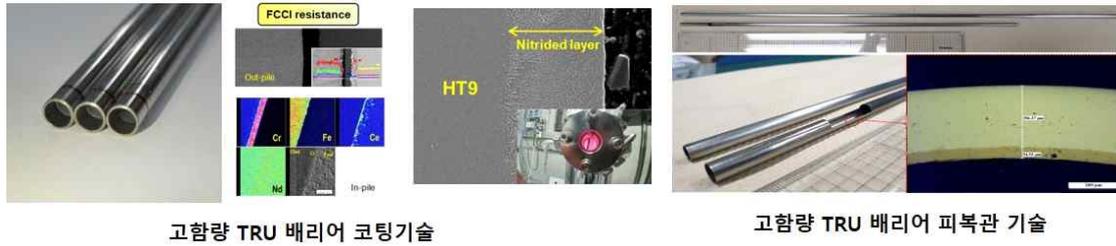


그림 2-1.11 고함량 TRU 금속연료 배리어 기술

○ 고함량 TRU 금속연료 성능분석 모델 및 코드 검증

- 연소기간 동안 핵연료가 성능 요구조건을 충족하고 건전성을 유지하는지 확인하기 위한 성능평가와 검증을 위해서는 TRU 함유 금속연료 성능평가 기준 및 모델 분석이 필요하며, 이를 기반으로 TRU 연료 성능평가용 전산코드 검증이 필요함.
- 이를 위하여 고함량 TRU 핵연료 성능요건을 설정하고 고함량 TRU 핵연료 성능평가에 필요한 기준을 설정하며 고함량 TRU 성능모델 및 코드분석을 수행함. 고함량 TRU 핵연료 코드 검증 방법론을 개발하여 최종적으로 고함량 TRU 핵연료 코드 검증에 필요한 기술을 개발함.

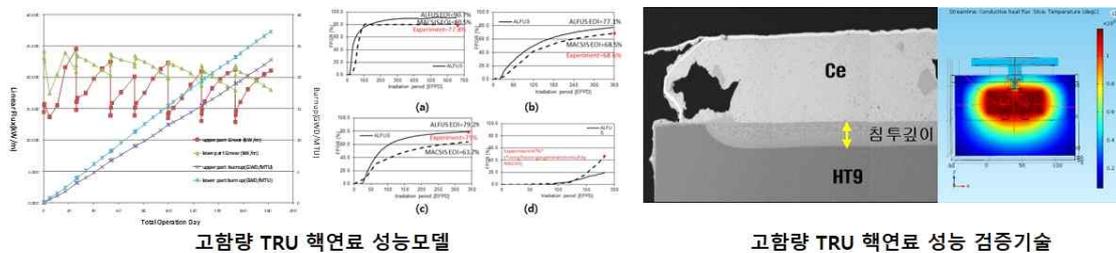


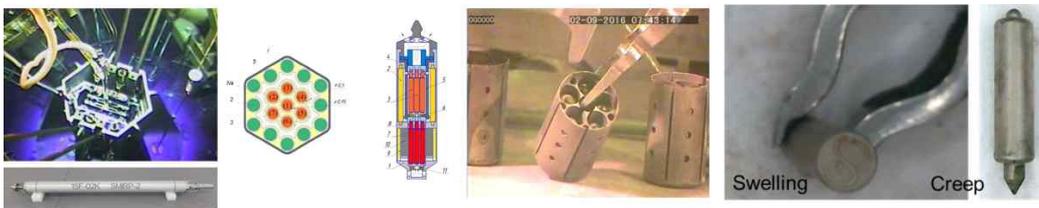
그림 2-1.12 고함량 TRU 금속연료 성능분석 기술

○ 고속실험로 핵연료/재료 조사시험 장치기술 개발

- 2026년 이후 예정된 고함량 TRU 핵연료 노내 검증시험에 적기에 대응하기 위하여 고에너지 중성자 환경에서 고함량 TRU 핵연료를 시험할 조사시험 리그 제작 및 조사시험 기술의 개발이 선결되어야 함. 고에너지 중성자 시험시설이

전무한 국내 한계를 넘기 위하여 해외 시험시설 (미 VTR, 러 MBIR 등)을 이용한 조사시험이 불가피함. 해외 시험시설의 경우, 자국의 시험조건에 맞춰서 설계하기 때문에 한국의 시험 조건에 맞는 독자적인 시험리그 기술 및 시험기술의 확보가 시급함.

- 이를 위하여 핵연료/재료 조사시험 기술현황 분석을 통하여 핵연료/재료 조사시험 개념을 설정하고 핵연료 재료 조사시험에 필요한 성능요건을 개발함. 핵연료/재료 조사시험 장치 설계를 위한 시방을 수립하여 향후 핵연료/재료 조사시험 공동개발에 필요한 제안서를 마련하며 최종적으로 핵연료/재료 조사시험 장치 설계 기술을 확보함.



고속중성자 조사시험리그 설계/제작기술

고속중성자 조사시험 기술

그림 2-1.13 고속실험로 핵연료/재료 조사시험 장치기술

(2) TRU 소각로 핵심기술 검증

○ TRU 노심 설계코드 예비검증

- TRU 소각로용 불확도 산정 방법론을 개발하고 불확도 산정 방법론에 대한 타당성을 검증하여 국내에서는 불가능한 TRU 노심의 검증자료를 확보함.
- 설계코드 검증은 유사 기술 보유 해외기관과의 기술교류를 통하여 방법론 확인 및 개발 기간을 단축하며, 기 보유 실험자료들을 적극 활용하여 검증 비용을 최소화하고 검증 기간을 단축시킴.

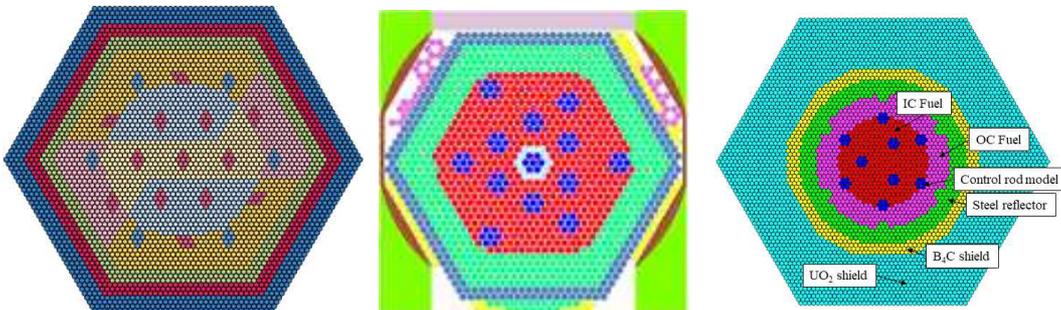


그림 2-1.14 반응도 불확도 평가용 고속로 노물리실험 예시

○ 안전해석 및 전산코드 교차검증

- 설계기준사고 과도안전해석 교차검증 및 모델 영향 분석을 통해 인허가 관점에서 TRU 장전 원자로의 주요한 설계기준사고 안전해석 방법론을 정립함.
- 안전해석 전산코드의 교차검증 및 방법론 구축에 유사 기술을 보유한 국립연구소와 기술교류 및 협력을 증진함.

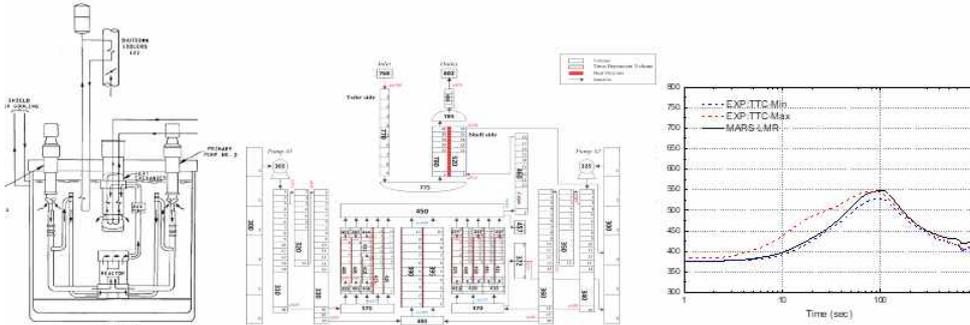


그림 2-1.15 미국 EBR-II 실험결과 활용 MARS-LMR 코드 검증(SHRT-45)

○ 플랜트 시뮬레이터 개발 및 성능 평가

- 시뮬레이터 개발을 위한 실시간 제어모듈, 원자로보호계통 모듈, 사고 시 운전 영역 해석을 위한 열유체 해석모듈을 개발하여 성능 및 안전 관련 설계기준사고를 모두 모사할 수 있는 실시간 원자로 성능해석 및 제어기술을 확보함.
- 플랜트 시뮬레이터는 해외에서 확대되고 있는 비경수로형 선진원자로 개발을 위해 필수적인 기술이며, 안전성이 향상된 차세대 원전과 4차 산업혁명 기술의 접목을 위해 필수적인 시뮬레이터 제반 기술을 확보함.

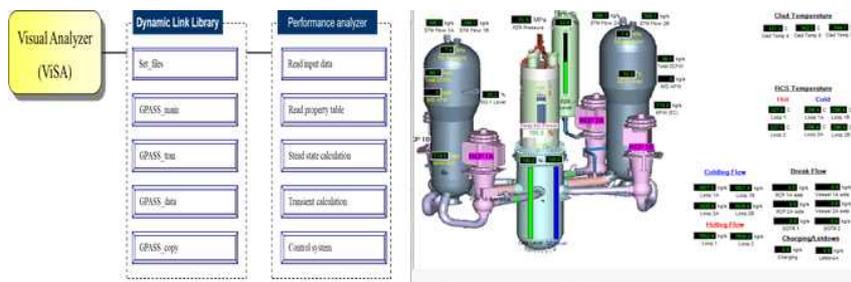


그림 2-1.16 플랜트 성능평가용 시뮬레이터 기본 구조 및 MMIC(Microwave Monolithic Integrated Circuit) 환경

○ 신개념 열교환기 성능 검증

- 이중전열관 사이에서의 열전달 성능 저하 및 불확도 증가의 단점이 있음. 구리 밀봉 증기발생기의 경우 확산접합을 통해 해당 문제를 해결하고 열수력 성능평

가를 수행하여 설계코드에 대한 검증을 완료함.

- 신개념 열교환기 성능 평가 및 코드 검증을 위한 실험 시설은 국내 유관 산학연을 적극 활용하여 설계·구축하며, 기존 전산코드의 검증 사례를 참고하여 코드 검증 수행함.

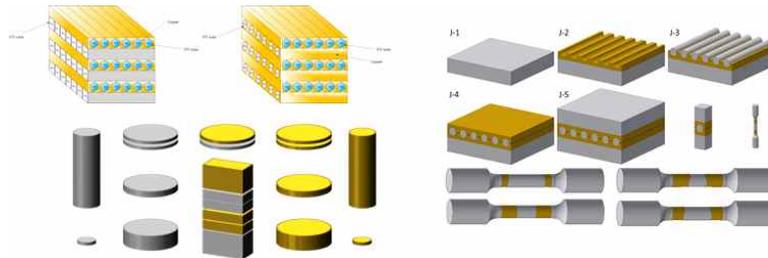


그림 2-1.17 신개념 열교환기 확산접합면 열물성 및 기계적 특성 평가 시편

○ 이중배관 성능 검증 기술

- 유도가열벤딩 공정에 따른 가열 및 냉각, 후열처리에 따른 재료물성 변화로 인한 피로 및 크립 특성 변화에 대한 물성을 확보함.
- 유도가열벤딩으로 인한 외륜 및 내륜의 두께 변화, 재료 물성 변화에 따른 실배관의 피로 및 크립 거동 특성을 분석하여 구조시험 및 검증 자료를 확보함.

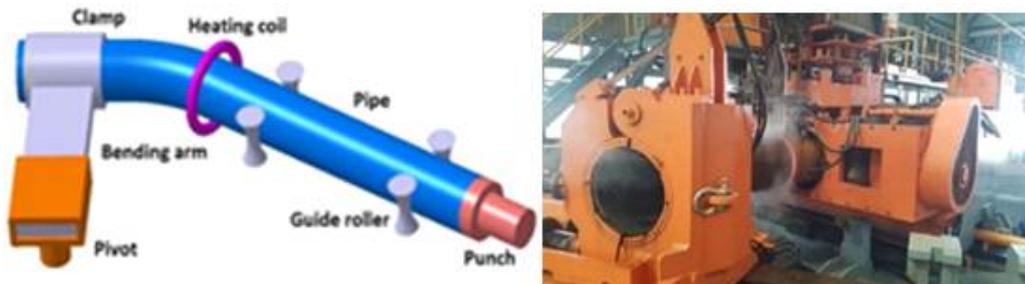


그림 2-1.18 유도가열벤딩 개념 및 제작

(3) TRU 소각로 원격진단 시스템 검증

○ 소형 고온 비접촉 초음파 유량계 개발 및 성능 검증

- 기존의 유량 측정 기술은 배관의 재질과 내구성, 주기적인 접촉 매질의 주입 및 단열 등의 문제로 인해 고온 환경에서 적용 범위 및 적용 시간에 한계를 가지고 있음. 따라서 실시간 원격진단을 통한 TRU 소각로의 안전성 향상을 위해서는 배관 재질 및 접촉 매질에 영향을 받지 않으며 단열재 내부에 설치가 가능한 소형 고온 비접촉 유량 측정 기술의 개발이 필요함.

- 고온 비접촉 초음파 유량계는 기존 고온 구조물에 대한 가동중 검사를 위해 개발된 비접촉 검사기술을 기반으로 개발하며 센서의 소형화, 모듈화, 실시간 유량 측정 알고리즘을 적용하여 고온 소듐배관에 적용 가능한 비접촉 초음파 유량계를 개발함.

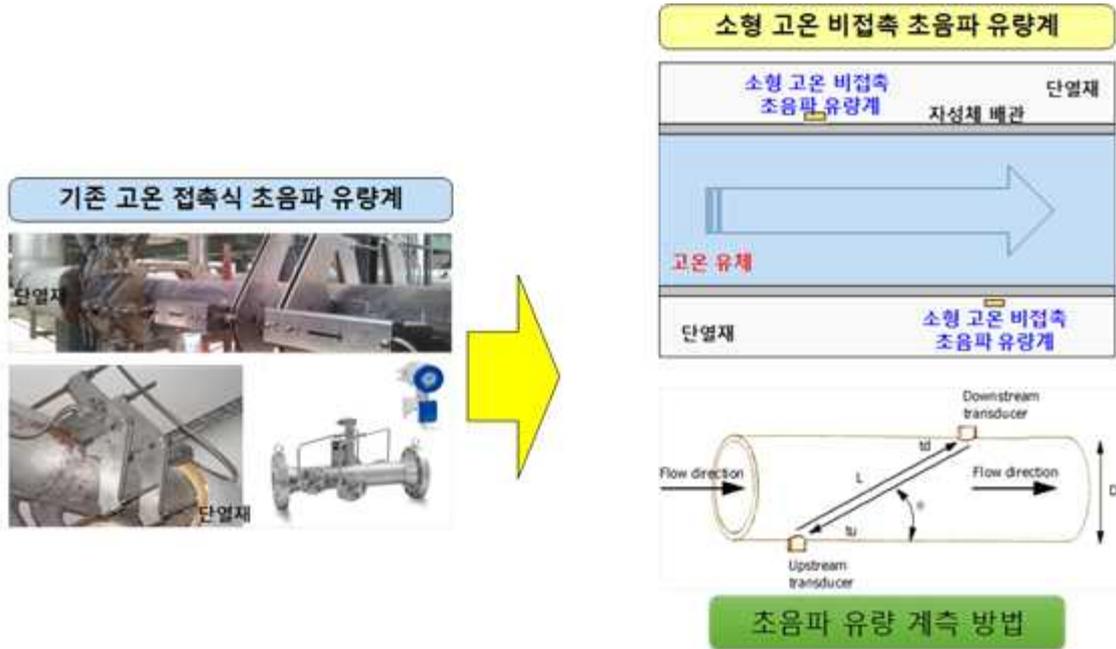


그림 2-1.19 소형 고온 비접촉 초음파 유량계 개념도

○ AI 기반 소듐 내부 가시화 시스템 개발 및 성능 검증

- 광학적으로 불투명한 소듐을 냉각재로 사용하는 TRU 소각로 내부구조물의 건전성을 보장하기 위해서는 소듐 내부를 가시화하여 구조물의 이상 유무를 판별할 수 있는 검사 기술이 요구됨.
- 기존의 소듐 내부 가시화 기술은 원자로 내에 설치된 웨이브 가이드 판에 초음파를 가진 후 수신된 신호를 분석하여 소듐 내부의 장애물을 탐지하거나 구조물의 변형을 파악하였음. 소듐 내부 가시화 센서는 센서 웨지의 재료 개선 및 표면조도 개선에 따른 소듐 웨팅성능 개선을 통해 센서의 탐지능을 향상하였으나 기존 기술은 센서 자체의 성능 향상에만 국한되어 고온/고방사능의 환경적인 문제와 적절한 재료의 부재 등으로 인한 센서 성능 향상에 한계점에 이르렀음. 따라서 최근 각광을 받고 있는 인공지능(AI) 및 빅데이터 기술을 기반으로 결함의 유무와 더불어 결함의 형상, 크기 및 이를 바탕으로 구조물의 건전성 평가가 가능한 인공지능 기반의 검사기술을 개발하여 기존 기술의 한계를 극복하고자 함.

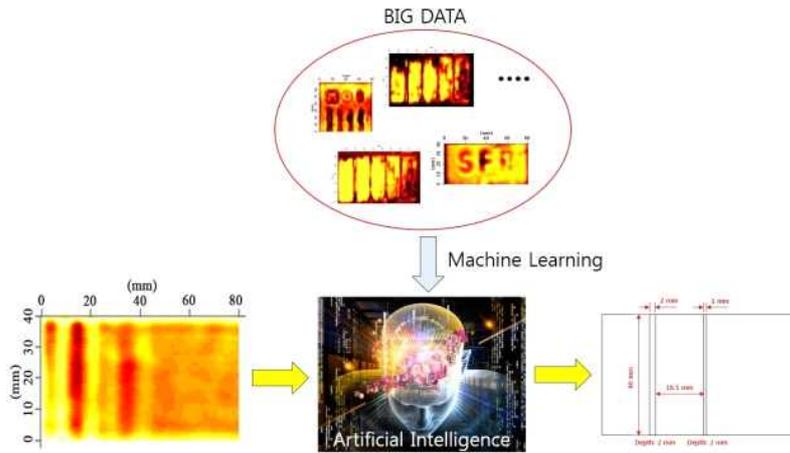


그림 2-1.20 AI 기반 소뚫 내부 가시화 시스템 개념도

○ 고온 원자력 열유동 운전 감시 시스템 개발 및 검증

- 기 수행된 연구는 기존의 소뚫 누설 감지기 보다 신뢰성이 향상되고 소뚫 누설 사고를 조기 감지할 수 있는 광섬유 분포형 계측 센서를 개발하였으나 1차원적으로 소뚫누설 탐지에만 제한적으로 적용됨.
- 향후 인적오류에 의한 사고를 방지하고 원자로의 안전성을 향상하기 위해서는 원격 운전이나 무인 운전이 필수적이며 이를 위해 기존 광섬유 계측센서 기술을 1차원적인 소뚫누설 탐지뿐만 아니라 온도, 압력 등의 원자로 운전 변수에 해당하는 물리량을 동시에 다차원으로 측정할 수 있는 계측시스템 개발이 요구됨. 이는 기존 대비 상당히 도전적인 수준의 연구로 기존 분포형 광섬유 센서 신호를 머신 러닝, AI 등 4차 산업 기술과 접목하여 동시에 다량의 물리량을 측정할 수 있는 핵심기술을 개발할 예정임.

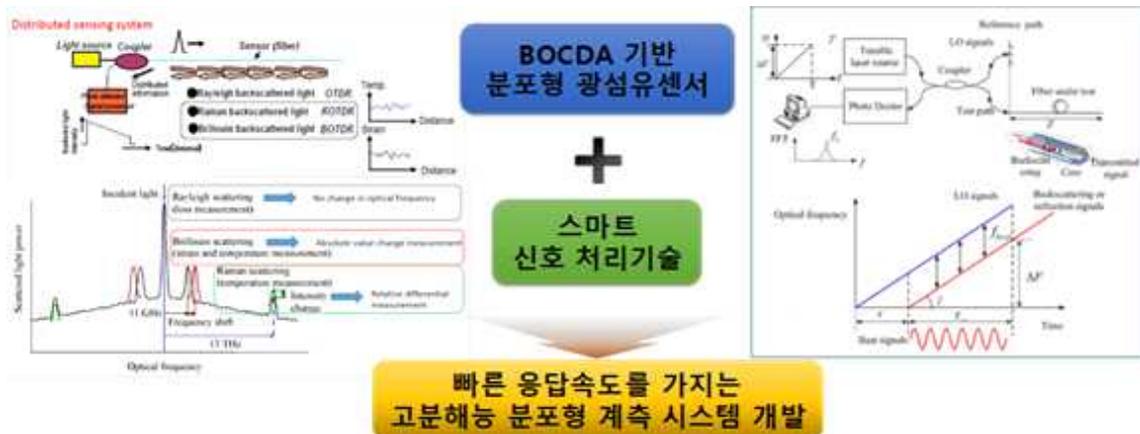


그림 2-1.21 고온 원자력 열유동 운전 감시 시스템 개념도

○ 고온 손상감시진단 기술 검증

- TRU 소각로와 같은 고온 원자로의 주요 손상 메커니즘은 고온 피로 및 크립에 의한 파손이 주요하므로 이에 대한 손상 모드를 실시간으로 감지하고 진단하는 기술 개발이 요구됨.
- 기존 연구에서는 ASME Sec.III Div.5 코드를 기반으로 고온 피로 및 크립 손상 평가 방법론과 실시간 손상평가에 필요한 온도와 압력 데이터의 하중 주기를 정의하는데 필요한 사이클 카운팅 방법론을 확립하였음. 또한 개발된 방법론을 기반으로 고온 피로 및 크립 손상을 정량적으로 산정할 수 있는 전산 프로그램도 개발하였음. TRU 소각로에 대한 운전원의 인적오류를 최소화하고, 실시간 수명 예측 및 최적화된 보수/교체 정보 제공을 통한 안전성 증진을 위해 기 개발한 고온 손상감시진단 기술에 고온 구조물의 실시간 수명 예측 기술을 추가한 고온 손상감시진단 통합시스템을 개발하고 검증시험을 통해 관련 기술을 확립할 예정임.

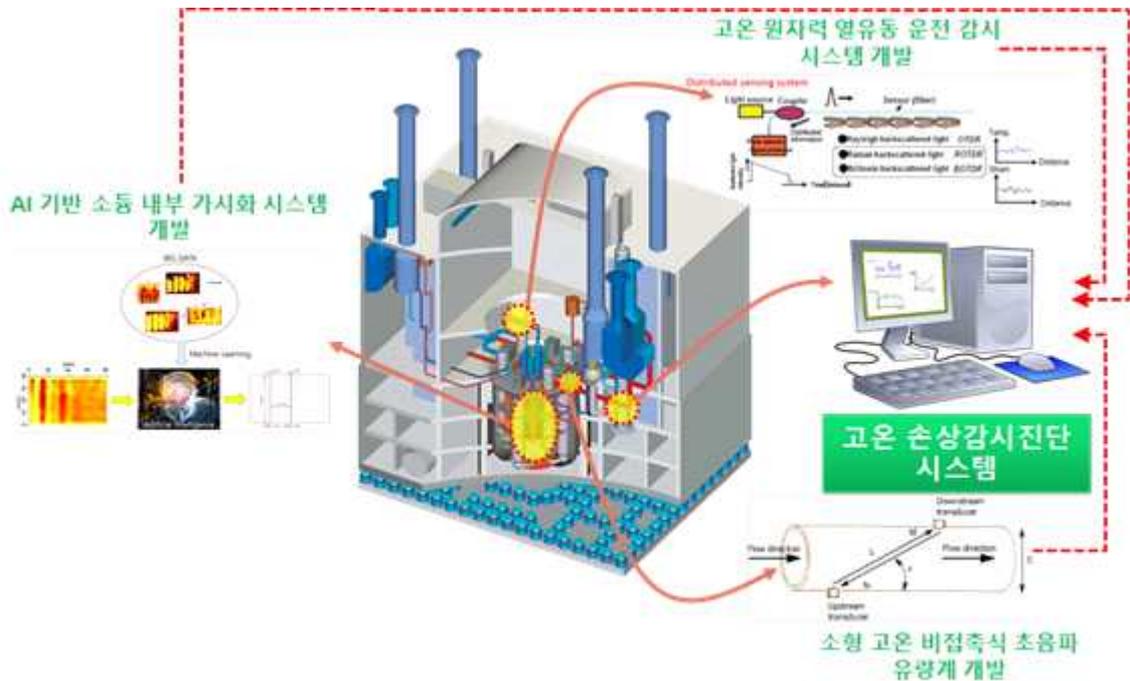


그림 2-1.22 고온 손상감시진단 시스템 개념도

바) 기술개발 로드맵

	'21년	'22년	'23년	'24년	'25년
TRU 소각성능 예비검증	고함량 TRU 모의 연료심 제조시험 및 특성평가		고함량 TRU 연료심 제조공정 개발		고함량 TRU 시험연료봉 제조
	고함량 TRU 핵연료 배리어 피복관 개념 설정		배리어 피복관 제조 및 하나로 조사시험		배리어 조사후 시험 및 성능 자료 구축
	TRU 연료 핵연료 성능평가 기준 수립 및 모델 분석			TRU 연료 핵연료 성능 평가 전산코드 예비 검증	
TRU 소각로 핵심기술 검증	플루토늄 노심 핵설계 불확도 산정 방법론 수립		플루토늄 노심 임계시험자료 이용 불확도 평가		VTR 설계자료 이용 불확도 예비 평가
	플루토늄 노심 안전해석 검증 매트릭스 수립	플루토늄 노심 안전해석 교차 검증		플루토늄 노심 반응도궤환효과 및 붕괴열 모델 예비 검증	
	소각로 운전특성 모의 및 플랜트 시뮬레이터 개발		플랜트 시뮬레이터 성능 시험 및 분석		플랜트 운전 시뮬레이터 사용자 매뉴얼 개발
	신개념 열교환기 실험실 규모 실험장비 설계 이중배관 유도가열벤딩부 피로/크립 물성 시험		신개념 열교환기 실험장비 구축/성능시험 이중배관 유도가열벤딩 피로/크립 특성 분석구조시험		
TRU 소각로 원격진단 시스템 검증	소각로 원격 감시진단용 계측기/센서 개념 개발 및 예비시작품 상온 특성 분석		소각로 원격 감시진단용 계측기/센서 시작품 제작 및 성능검증 시험장치 구축		계측기/센서/고온손상 감시진단 시스템 성능 검증 및 적용성 평가
	소각로 고온손상감시진단 시스템 개념 개발 및 통합시스템 개발		소각로 고온손상감시진단 시스템 검증 실험장치 구축 및 검증시험		

그림 2-1.23 기술개발 로드맵

2-2 용융염액체연료원자로형(MSR)

가. 용융염원자로(Molten Salt Reactor, MSR)

1) 원자로개념

- 용융염원자로(Molten Salt Reactor)는 제 4세대 원자로 노형 중 하나로, 전통적인 원자로는 대부분 고체핵연료를 채택하는 것과 달리 고온에서 염을 녹인 형태인 용융 불화물 혹은 염화물에 핵연료를 녹여, 원자로의 연료 및 냉각재로 활용하는 형태의 원자로임.
- 액체핵연료를 사용함에 따라 기존의 원자로에 나타나지 않는 혁신적인 개념을 적용하면 노심용융사고를 원천적으로 배제시킬 수 있고, 다양한 설계를 통하여 핵변환 및 방사성폐기물 연소 등의 여러 목적을 달성할 수 있음. 또한, 원자로 계통을 소형화 시키고 구조물을 줄일 수 있어 간단한 계통을 구성할 수 있으며, 좋은 열물성 덕에 고 출력 밀도를 달성할 수 있어 발전용 원자로 성능요건에 제일 적합할 뿐만 아니라, 소형 원자로로써 유망한 차세대 원자로 중 하나임.



a) MSFR (SAMOFAR, EU)

b) SWaB (Seaborg)

c) MCFR (Terrapower)

그림 2-2.1 개발 중인 여러 형태의 용융염원자로

가) 개발 목적 및 활용 예상 분야

- 후쿠시마 원전사고 이후, 전력 생산의 효율뿐 아니라 피동안전계통 및 높은 고유안전성을 갖춰 중대사고시에도 방사선 누출 사고를 배제할 수 있는 극한의 안전성을 갖춘 노형에 대한 관심 증대.

- 분산형 전력 시장의 수요가 높아짐에 따른 경제성, 전력 공급 유연성 및 지속 가능성 등 최소한의 유지 보수만으로 운영 가능한 소형 모듈형 원자로에 대한 관심 증대.
- 에너지를 단순히 저장하는 것에만 국한하지 않고, 저장한 에너지를 다양한 용도로 활용할 수 있는 하이브리드 에너지 시스템에 대한 관심이 높아지고 있음. 열에너지 및 전력의 효율적인 에너지 전달 체계를 설계함으로써 해수 담수화, 수소 생산 등의 다중 활용성을 가짐과 동시에 수요에 따라 시스템의 규모 및 활용 가능한, 재생 에너지 및 에너지 저장장치와 더불어 안정적으로 에너지를 공급할 수 있는 원자력 기술과 융복합한 하이브리드 에너지 시스템에 대한 관심 증대.

나) 용융염 및 액체연료

- 용융염 원자로는 핵연료 물질인 토륨, 우라늄, 플루토늄 등이 불소 또는 염소와 화학적으로 결합하여 ThF_4 , UF_4 , TRUF_3 , UCl , PuCl 형태의 염을 형성하고, 냉각재 용융염 속에 용해(공용)되어있는 형태의 유체를 활용하는 원자로임.
- 기저염(Base Salt)으로 사용되는 물질은 표와 같이 중성자 흡수 단면적과 증기압이 작은 Li, Be, K 등이 주로 활용된 2종 혹은 3종 혼합의 공용염이 활용됨. 그림 2-2.2는 ORNL에서 운영되었던 MSRE 용융염원자로의 핵연료 사진으로 350~500°C의 융점, 1400°C이상의 높은 비등점, 매우 낮은 증기압 등 열전달매개체로 사용되기에 좋은 열유체적 특성을 가지고 있어 높은 작동온도와 열적 여유도를 만족함.

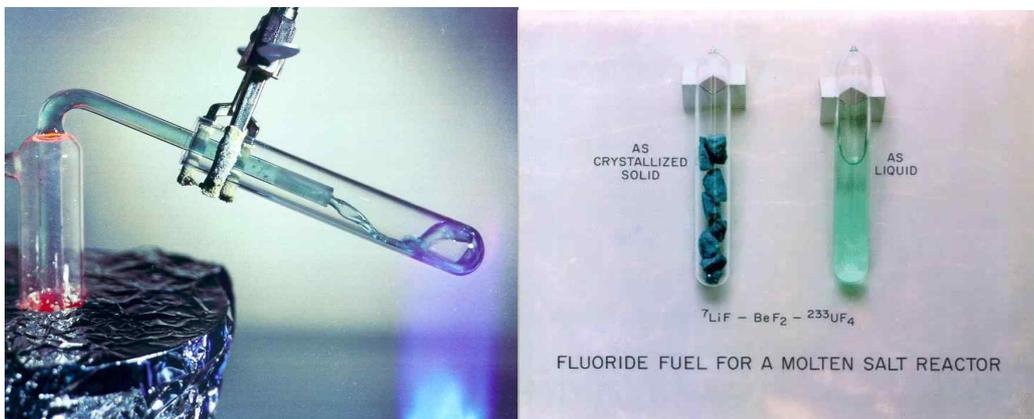


그림 2-2.2 MSRE에 사용된 불화염소 용융염의 고상과 액상

표 2-2.1 용융염 핵연료 물질의 종류 및 특성

기저염	융점 (°C)	950°C에서 증기압 (mmHg)	중성자 흡수율 (대 흑연)	감속비
LiF-BeF ₂	460	1.2	8	60
NaF-BeF ₂	340	1.4	28	15
LiF-NaF-BeF ₂	315	1.7	20	22
LiF-ZrF ₄	509	77	9	29
NaF-ZrF ₄	500	5	24	10
KF-ZrF ₄	390		67	3
RbF-ZrF ₄	410	1.3	14	13
LiF-NaF-ZrF ₄	436	~5	20	13
LiF-NaF-KF	454	~0.7	90	2
LiF-NaF-RbF	435	~0.8	20	8

○ 용융염원자로에 대한 관심은 주로 냉각재 및 연료가 액체형태의 용해된 염이라는 형태에서 기인하는 높은 열효율, 안전성, 계통의 간소화 등에 있음.

- 고체연료와 달리, 핵연료를 담고 있는 피복관이 필요 없어서 유체 내의 균일한 (homogeneous) 열 분포를 가지며, 가동 중에 연속적으로 핵연료 물질을 주입하거나, 가동 중에 생기는 핵분열생성물질을 분리 추출할 수 있어 사용후 핵연료의 개념이 존재하지 않으며, 노심의 구성 성분을 연소나 시간에 무관하게 일정하게 유지할 수 있음.
- 노심을 구성하고 있는 감속재와 핵연료의 선택에 있어 자유도가 높아, 단순한 기하학적 구조변경으로도 열(Thermal)중성자, 아열(Epitermal)중성자, 또는 속중성자 에너지 스펙트럼 특성을 시스템을 구성할 수 있어, 개발 목적에 따라 융통성이 매우 큼.
- 액체 연료는 온도에 대한 부피변화율이 고체에 비하여 커서, 고유안전성 측면에서 유리하다고 할 수 있음. 온도가 증가할 경우, 부피 팽창량 만큼 노심 장전량이 감소하므로 음의 반응도온도계수를 작게 설계할 수 있음.
- 고온의 염화물에 핵연료를 녹여 원자로의 연료 및 냉각재로 활용하여, 노심용융을 일으키는 냉각재 상실사고를 원천적으로 배제시킬 수 있음.
- 고체 연료의 경우 운전정지는 안전봉 삽입에 많이 의존하지만, 용융염 원자로의 경우 원자로 용기 하단에 붕괴탱크를 설치하여 과도 상태 시에 상승하는 온도로 인해 붕괴탱크와 연결되는 배관에 설치된 결빙밸브의 개방으로 중력에 의해 배수되도록 설계함으로써 사고 발생 시 연료를 안전하게 고립시킬 수 있는 피동안전성이 높음.

- 용융염은 화학적으로 고온과 고방사선 환경 아래에서도 매우 안정하며, 물이나 공기와도 급격하게 반응하지 않아 계통이 노출되는 환경에서도 위험이 적음.
- 용융염은 고온에서 물과 유사한 열유체학적 특성을 가지는데, 낮은 융점(350~500°C)에 비해 높은 비등점(~1400°C)을 가지어 기존의 원자로와 달리 고온에서 원자로를 작동할 수 있어 열적효율과 열적 여유도가 커 질량 유량이 적어서 대형 펌프가 요구되지 않고, 증기압(~1mmHg)이 매우 낮아 열전달 매개체로서 제약조건이 낮아 계통을 간소하고 안전하게 만족할 수 있음.

다) 용융염원자로의 노형 개념

- 그림 2-2.3은 대표적인 용융염원자로의 시스템 개형도임. 기존의 고체연료의 개념을 사용하는 경수로와 달리, 용융염은 액체연료라는 혁신적인 개념을 채택하여, 원자로를 구성하는 시스템에 차이가 존재함. 예를 들어, 용융염원자로는 핵연료물질을 밀봉하는 피복관이 없으며, 고온의 핵연료가 열에너지를 수송하는 열전달 매체로서 원자로계통을 순환하는 원자로시스템으로 다양한 계통들이 존재함. 그 중, 경수로와 차별화되는 점들을 위주로 정리하면 다음과 같음.

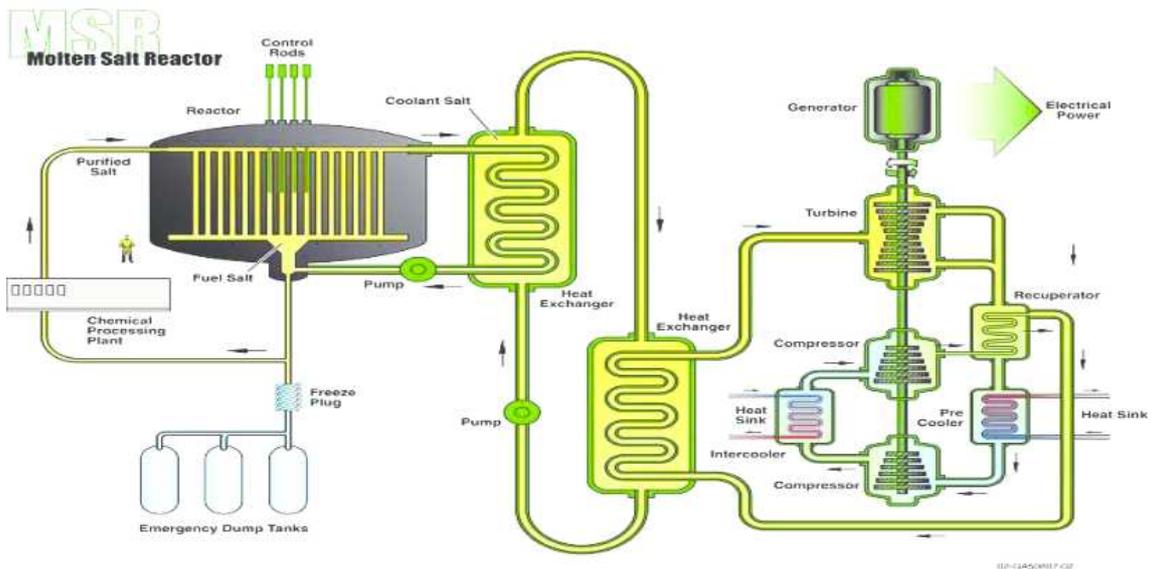


그림 2-2.3 용융염원자로계통의 보편적 시스템 개형도

(1) 원자로 열전달 계통

- 원자로 계통은 원자로, 펌프, 중간열교환기 등이 짧은 배관으로 서로 연결되어 있으므로 회로(loop)형과 펌프, 배관이 아닌 원자로 용기 그 내부자체에 용융염이 순

환하는(pool)형으로 구분할 수 있음. 용융염의 높은 열효율 때문에 낮은 질량 유량으로도 발전이 가능하여 펌프의 크기도 경수로에 비하여 작게 디자인할 수 있음. 또한, 연료의 선택에 있어서 자유도가 높아 열중성자, 아열중성자 그리고 속중성자의 영역에 이르기까지, 연료의 형태에 따른 원자로 용기의 디자인 자유도가 높아 초소형 원자로의 개념으로 많이 채택됨.

- 용융염에 핵연료가 용해되어 있는 용융염 원자로는 직접적으로 열교환기를 거칠 수 없어, 중간열교환기를 두어 열을 전달하게 됨. 용융염에 용해되어 있을 수 있는 방사성물질이 사고 시 직접 환경에 방출되어 환경이 오염될 가능성을 근본적으로 배제하기 위함. 따라서 용융염 원자로 중간열전달계통은 원자로 건설 시 방사선 영역 제한요건 관점에서 경수로 1차 계통과 같다고 볼 수 있음. 중간열전달계통의 유체는 열전달 효율과 안전성을 높이기 위하여, 핵연료 용융염의 기저염과 유사하면서 용점과 가격이 상대적으로 낮은 공용할로겐염 (LiF-BeF₂, LiF-NaF-KF, NaF-NaBF₄, LiCl-KCl-MgCl₂) 가운데 핵연료 용융염과의 양립성을 고려하여 선정하는 것이 보편적임.

(2) 화학적 처리 계통

- 액체연료라는 혁신적인 개념을 채택한 용융염 원자로의 가장 큰 장점은 가동 중 연료 충전(On-line Refueling)이 가능하다는 것임. 용융염 원자로의 핵심 계통으로, 가동 중에 발생하는 핵분열 생성물 및 불순물들을 연속적으로 제거하면서 방사선원에 의해 생길 수 있는 위험도를 낮출 수 있음. 핵분열로 생성되는 기체 핵분열 생성물의 유속과 부력에 의해 노심으로부터 운반기체로 분사되는 헬륨기포에 실려 원자로 탈기계통(Off-gas System)에 포집·제거됨. 용융염 액체연료 내 핵분열생성물은 대부분 연료 염에 녹아 안정적인 상태로 원자로 내에 체류할 수 있으나, 일부 Nb, Mo, Ru 등 조건에 따라 입자 형태로 석출되는 물질과 Kr, Xe과 같은 기체 상태로 존재하는 핵분열생성물의 경우 그림 2-2.4와 같이 Helium bubbling을 통한 gas-liquid separation 및 flotation 원리를 활용하여 제거할 수 있기 때문에, 용융염 유체연료의 열전달 계통 및 원자로 설계 관점의 핵심 현상임. 핵분열 생성물을 지속적으로 제거하므로, 액체연료의 균질성을 유지시킬 수 있으며 원자로 정지 시에 발생하는 잔열 또한 고체연료에 비하여 낮게 유지할 수 있어 작은 부피의 잔열제거계통만으로 원자로를 안전하게 유지할 수 있음. 우라늄, 넵투늄(Np), 플루토늄 등은 기체화하여 용융염에서 분리하고, 일부 악티나이드 계열 원소들은 리튬 또는 토륨을 환원제로 사용하여 순수 악티나이드 또는 란타나이드 형태로 환원시킨 후 분리함. 란타나이드 핵분열생성물 외 모든 악티나이드는 원자로 내부로 재순환됨.

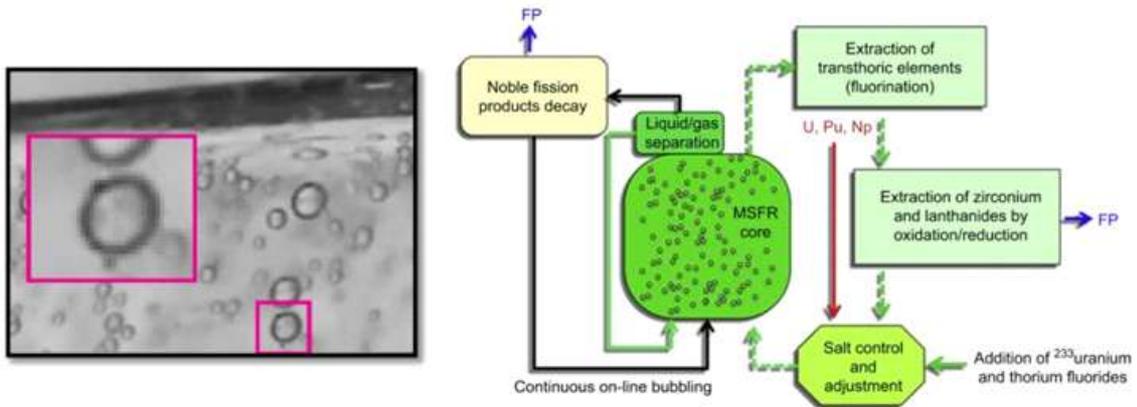


그림 2-2.4 Helium bubbling 효과 및 용융염원자로 On-line reprocessing

(3) 반응도 제어 계통

- 액체연료를 사용할 경우, 기존 원자로 노형에 대부분 사용되는 제어봉의 개념을 간소화할 수 있음. 가동 중에 생성되는 핵분열생성물은 지속적으로 제거되고 연료의 충전 또한 연속적으로 이루어지므로, 연료펌프의 회전수 혹은 냉각재 용융염의 온도 및 농축도만으로 임계도 조절이 가능함. 실제로 과거 1950년대 ORNL에서 실험한 MSRE로 제어봉이 필요 없는 운전의 가능성을 확인하였음. 이는 원자로 계통을 간소화할 뿐 아니라 제어봉 관리 시 인출 혹은 삽입 오류로 인한 인적 사고의 가능성도 배제할 수 있음을 의미함.

(4) 원자로 정지 및 잔열 제거 계통

- 기존의 고체연료를 채택하는 원자로의 경우는, 중대사고 발생 시 연료가 녹아 액체 형태로 존재하게 되는데, 용융염원자로는 액체형태의 연료가 중대사고시에는 고체 상태로 변하기 때문에 사고 대처의 안전성이 높다고 할 수 있음. 용융염 원자로 노심 바닥에 존재하는 결빙 밸브는 정상 상태 시에는 전기를 흘려 낮은 온도를 유지하다, 원자로 정지 시에는 밸브를 개방하고, 사고 발생 시에는 고온의 액체연료로 인해 녹아 방사선을 방출할 수 있는 액체 염을 그림 2-2.5와 같이 배출저장탱크에 방출함으로써 사고 시에 대처가 용이함. 저장탱크에서는 잔열 제거 계통을 통해 액체 염의 잔열을 제거하며 가동 중에 발생하는 사용후 핵연료는 지속적으로 제거되어 큰 부피가 필요하지 않아 물이나 공기 같은 안전한 유체로 열 제거가 가능함.

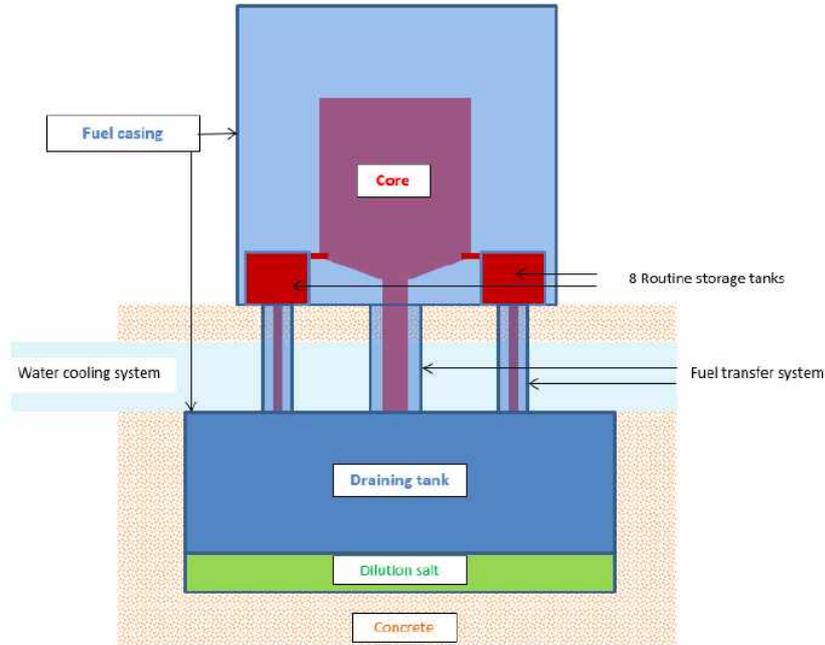


그림 2-2.5 용융염원자로 저장탱크 모식도

(5) 원자로 전기변환 계통

- 고온의 열에너지를 전기에너지로 변환하는 BoP(Balance of Plant)의 경우, 초임계 Rankine 사이클(열효율; ~44%) 또는 헬륨 Bryton 사이클을 집중적으로 선택하거나 열효율 향상을 목적으로 복합사이클(열효율; ~48%) 을 보편적으로 제안함. 초임계 Rankine 사이클을 사용할 경우, 터빈 사이즈를 경수로에 비하여 1/10 정도까지 축소가 가능하며, 복합사이클을 사용할 경우 그림 2-2.6과 같이 원자로를 수소 생산 등의 다목적으로 활용할 수 있어 기존의 발전용 경수로와 달리, 다목적 및 소형화에 목적을 두어 연구가 많이 진행되고 있음(그림 2-2.7).

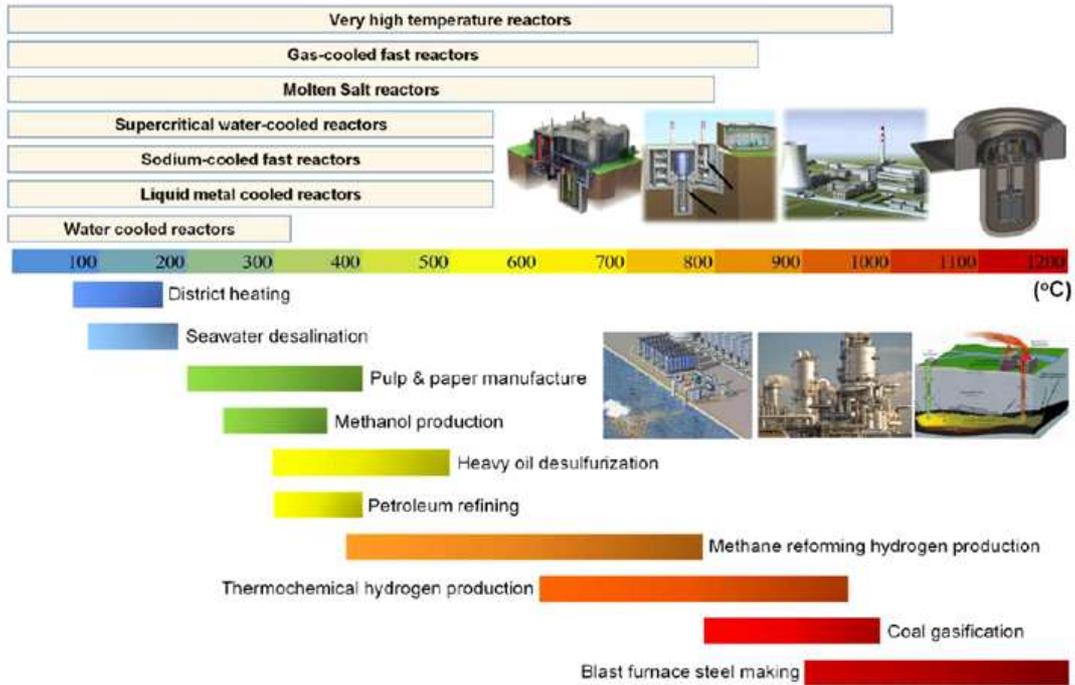


그림 2-2.6 노형별, 작동온도별 원자로 활용 범위

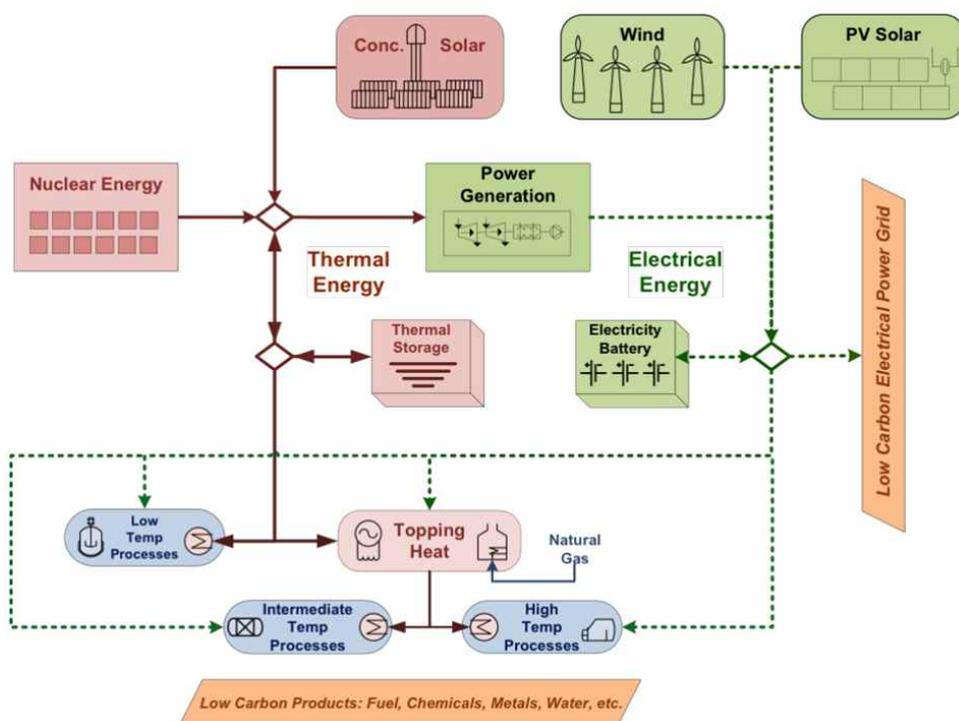


그림 2-2.7 소형 용융염 원자로의 다목적 활용 방안

2) 용융염원자로 연구 동향

가) 과거 연구 동향

(1) 열중성자 용융염 원자로

- 초기 용융염원자로는 $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ 핵연료 주기를 활용한 열중성자 에너지 영역으로 설계되었음. 감속재로는 BeO 혹은 흑연이 주로 사용되어, 연료가 녹아있는 용융염이 감속재를 지날 때 중성자의 감속이 이루어져 반응이 일어나는 원리로 연구가 진행되어왔음.

(가) ARE(Aircraft Reactor Experiment, ARE)

- MSR 연구의 기술적 토대는 1950년대와 60년대 동안 ORNL(Oak Ridge National Laboratory)에서 두 개의 실험용 원자로를 성공적으로 건설하고 가동함으로써 기술의 성공적인 시연에 있음. 초기에는 추가 연료 주입 없이 항공기에 전력을 공급할 수 있는 추진 시스템을 목표로 개발되었음. 첫 번째 용융염 원자로의 검증 실험은 항공기원자로 실험로였음. ARE(그림 2-2.8)는 아열중성자 스펙트럼의 중성자를 활용하여, 핵연료 튜브를 순환하는 NaF-ZrF₄-UF₄ (53.0-41.0-6.0 mol%) 핵연료 용융염을 기반으로 BeO 감속재를 사용하였고, 최대 860°C의 출구 온도로 100시간까지 안정적인 용융염 원자로의 작동을 보여주었음.

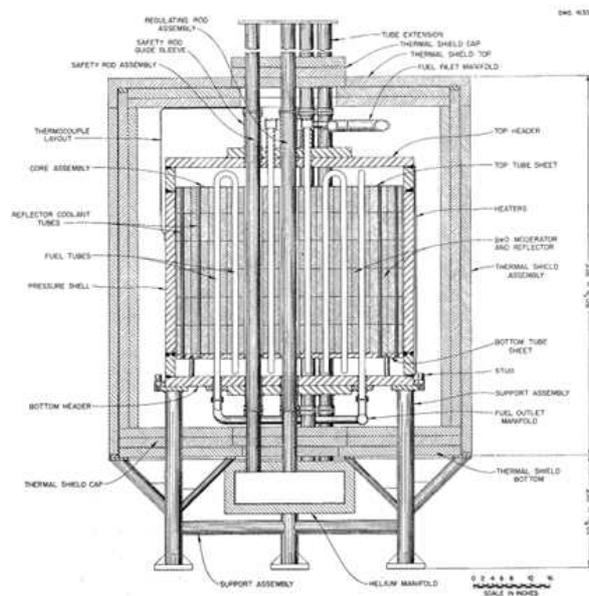


그림 2-2.8 ORNL에서 제안된 ARE 용융염 원자로의 모형도

(나) MSRE(Molten-Salt Reactor Experiment)

- MSRE(그림 2-2.9)는 ARE에 뒤이어 진행된 실험으로, 1960년도에 ORNL은 연구용 용융염 원자로 (MSRE)를 건설하였음. MSRE는 흑연 감속재를 기반으로 단일 노심으로 이루어져 있고 구조체로는 부식저항성이 높은 Hastelloy-N을 사용하였고 펌프에 의해 유체가 순환하고 열은 2차 냉각 용융염을 통해 제거됨. 발전소에 사용하기 위한 기술을 평가하기 위해 더 긴 시간 동안, 더 큰 규모로 2만 시간까지 운행되었고 핵연료 온도 650 °C로 8 MWth 열출력을 달성하였음.

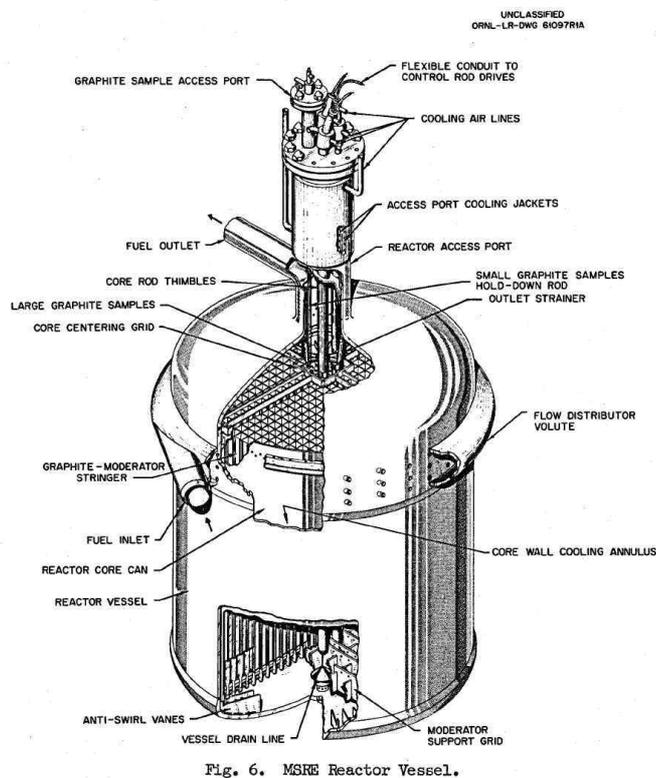


그림 2-2.9 ORNL에서 제안된 MSRE 원자로 용기

(다) MSBR(Molten-Salt Breeder Reactor)

- ARE, MSRE 등 20년의 용융염 원자로 연구를 바탕으로 미국은 MSBR 개념을 설계하였음. MSBR 이전까지는 핵연료 용융염의 실시간 재처리 기능 한계로 노심 중앙부에는 토륨을 사용할 수 없었음. 하지만 화학적 처리 기술 개선으로 우라늄과 프로트악티늄(Pa) 분리 및 핵분열생성물 제거가 가능해짐. MSBR은 2,250 MWth 열출력을 생산하는 것으로 설계되어 7LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄ (71.7-16.0-12.0-0.3

mol%) 핵연료 용융염을 사용하고, 핵연료 용융염은 열교환기에서 2차 냉각 용융염인 NaF-NaBF₄로 열을 전달함. 조사 한계로 인해 흑연 감속재는 4년마다 교체가 필요하고, 원자로에서 사용하는 원자로용기, 배관, 펌프 등의 구조물은 부식에 저항성이 좋은 Hastelloy-N 물질로 만들어짐. 그림 2-2.10은 MSBR 원자로의 노심의 단면도를 나타냄.

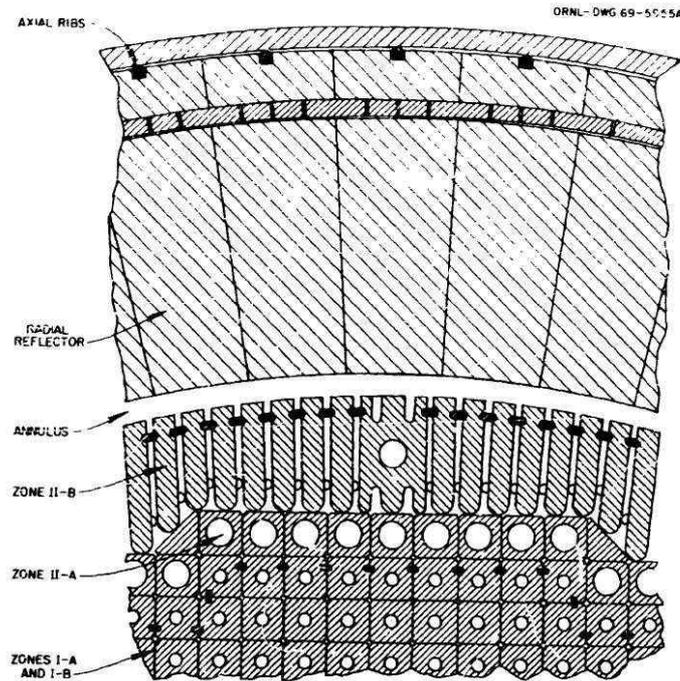


그림 2-2.10 ORNL에서 제안된 MSBR 노심 단면도

(2) 고속중성자 용융염 원자로(FS-MSR)

- 용융염원자로의 개념이 등장한 후, 초반부에 주로 연구되었던 ²³²Th/²³³U 연료를 주로 활용한 열중성자 스펙트럼영역의 용융염 원자로와 달리, ²³⁸U/²³⁹Pu 핵연료 주기를 활용한 속중성자 에너지 영역의 고속 용융염원자로(FS-MSR)는 미국 MIT에서 처음으로 제안되어 연구가 계속되고 있음. 고속중성자 용융염 원자로의 경우, 핵분열생성물의 독성 효과가 열중성자 에너지 영역의 환경에서보다 미미하여 노심 반응도에 미치는 영향은 거의 없어, 발생 가능한 구조물 부식을 늦출 수 있다는 장점 때문에 제 4세대 원자로로 채택되어 집중 연구가 진행 중임.

(가) TMSR/FMSR

- 1990년대에 시작한 Gen-IV 프로그램에서 용융염 원자로 개발 대상 노형은 주로

FS-MSR에 속하는 것으로서, 총칭하여 MSFR이라 하고 이들 가운데서 토륨 이용을 강조하는 노형을 TMSR로 구별하여 명칭함. MSFR에 속하는 용융염 원자로의 중성자 에너지 스펙트럼은 그림 2-2.11에서 비교하듯 고속중성자로와 매우 유사한 반면에 핵연료 성분을 가동 중에 지속적으로 조정할 수 있어 원자력시장의 환경변화에 적응력이 우수하여 많은 연구가 진행 중임.

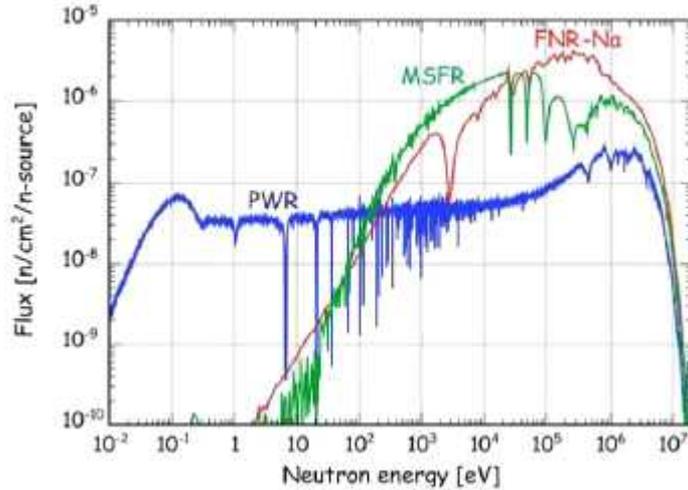


그림 2-2.11 중성자 영역에 따른 주 활용되는 원자로

- FMSR은 지름이 2.5m, 높이가 2.6m인 Pool 형태의 용융염 원자로이며, 핵연료물질은 LiF-(HN)F4의 용융염이 주로 사용됨. 노심구조물은 흑연반사체로 둘러싸여 있으며, 상하 양단에는 반사된 중성자의 감속을 피하도록 ZrC 반사체가 배치됨. 노심 구조와 핵연료 취급이 단순하고 핵연료의 노심 주입 및 연계 처리가 용이한 용융염 원자로의 고유 장점뿐 아니라 핵연료온도 반응도계수가 확실하게 음(-)의 값을 보유하므로 고유안전성이 크고, 높은 플루토늄 용해도, 우수한 열 수송 능력 등의 장점을 실험적으로 확인하였음. 핵확산에 대한 우려로 인해 우라늄-플루토늄 핵연료주기에 비해 토륨-우라늄 핵연료주기가 핵분열성 핵종 증식이 상대적으로 느리고, 우라늄(233U)의 핵분열 및 핵변환으로 생성되는 물질의 장기처분 관점에서 방사성 독성이 낮다는 장점 때문에 토륨기반의 용융염원자로에 대한 연구가 주로 이루어졌음.

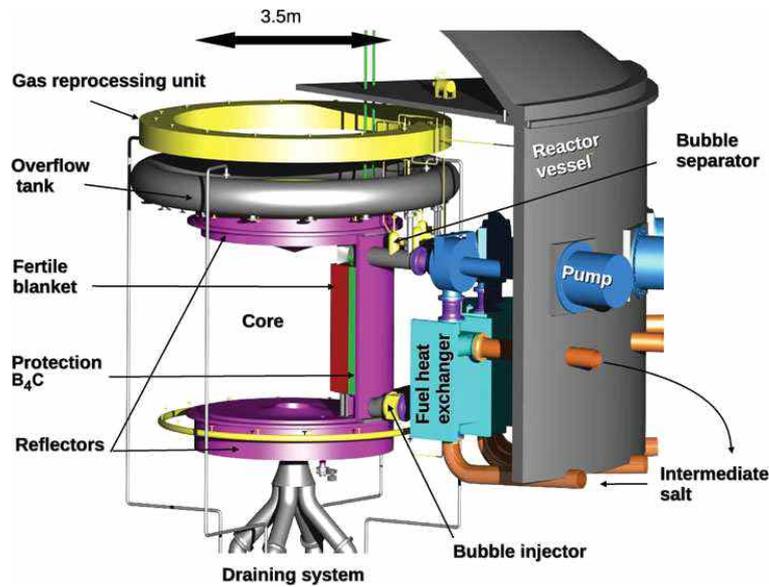
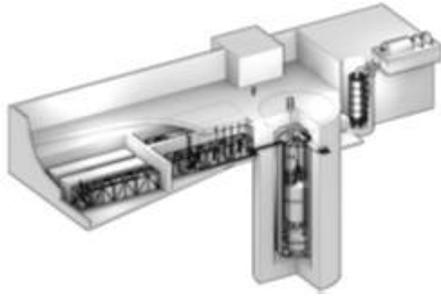


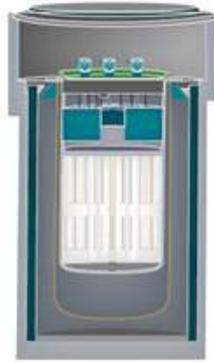
그림 2-2.12 TMSR의 시스템 개형도

나) 향후 연구 방향

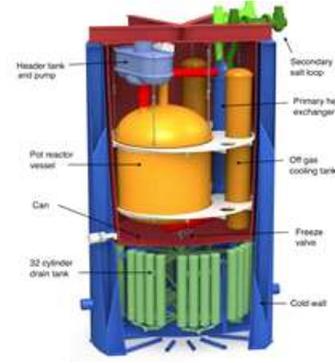
- 최근 용융염원자로로는 유망 차세대원자로(Gen-IV) 노형 중 하나로, 미국, 유럽, 중국, 일본 등에서 지속 가능한 원자력 에너지원으로써 사용후 핵연료 문제를 해결하기 위한 설계, 관련 기술을 개발 중에 있음. 대부분의 연구는 1950년대 후반부터 1970년대 초반까지 ORNL에서 수행한 용융염원자로 설계 및 실험에 크게 뿌리를 두고 있음. 다른 제 4세대 원자로 개념과 유사하게, 물이 아닌 새로운 냉각재를 고온($> 500^{\circ}\text{C}$)에서 사용하는 원자로의 성공적인 상용화를 위해 해결해야 할 새로운 신뢰성, 성능, 검사 및 유지관리의 기존과 다른 정리가 필요함. 예를 들어, 경수로의 경우 중대사고의 개념은 핵연료가 과도상태에 따른 용융(melting)이 발생하였을 경우라면, 용융염원자로의 경우는 이미 연료가 녹아있는 상태로 운행되기 때문에 중대사고에 대한 재정의가 필요함. 따라서 이러한 복잡성, 새로움 및 입증 자료의 질과 원자로 특성에 상응하는 변화를 수용할 수 있는 안전평가 등의 새로운 척도가 필요하다고 할 수 있음.
- 그림 2-2.13과 같이 다양한 용량을 가지는 용융염원자로가 연구되고 있으며, 표.와 같이 실증실험보다는 개념설계연구가 많이 진행되고 있음. 프랑스의 경우 전기 발전의 목적 뿐 아니라, 경수로의 사용후 핵연료 처리방안의 목적으로 용융염 원자로의 개념설계가 진행되고 있음. 네덜란드는 용융염 원자로의 효율이 최대가 되는 노심 구조 조건 및 요구 조건을 찾는 연구가 진행되고 있음.



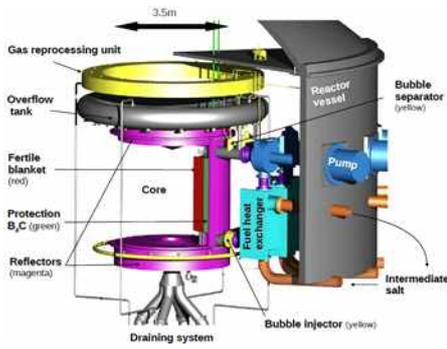
a) Liquid Fluoride Thorium Reactor (FLibe Energy)



b) IMSR (Terrestrial Energy)



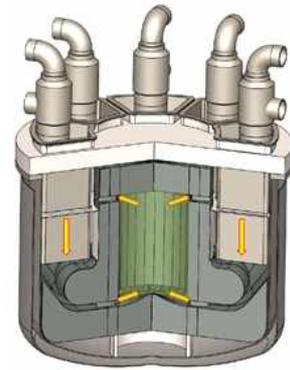
c) ThorCon (ThorCon Power)



a) MSFR (SAMOFAR)



b) SWaB (Seaborg)



c) MCFR (Terrapower)

그림 2-2.13 다양한 용량의 용융염원자로 설계 및 형상

표 2-2.2 국가별 용융염원자로 개발현황

국가	노명	특징	개발현황	참고문헌
프랑스	AMSTER	2,250MWth MSBR 형 TRU 연소로 Li,Be,(Th,U,TRU)/F 용융염장전량: 48m ³	설계기술 개발 중심 EU-MSFR 설계 및 엔지니어링 주도	Vergnes, 2002
러시아	MOSART	2,400 MWth 고속연소로(Pu+MA) Li,Be/F 또는 Li,Na/Be/F 비출력: 75 MW/m ³ 평균중성자속: 10 ¹⁵ nv 온도계수: -4.125 pcm/K 핵연료주기: 300일	ISTC #1606; Pyro기반 용융염 특성실험 D/B 및 재료부식실험 기술 축적 ISTC #3749; MOSART 기술 기반으로 EU-MSFR 참여 Hybrid MOSART 연구	Ignatiev, 2007; Ignatiev, 2012b
체코	MSTR- SPHINX	실질적인 MSTR 개념설계 수행여부 파악 불가	SPHINX; 불화물 증발 분리 중심의 Pyro재처리 기술 개발 장기과제 SPHINX와 연계한 TRU 연소MSTR 개발계획 ER-MSFR 참여	Horn, 2005; Horn, 2008
미국	FS-MSR, FHR	염화용융염핵연료 기반 FS-MSR 선호 냉각재 용융염을 사용하는 VHTR 개념연구 지하배치 SMR 개념	체코CAS와 DOE의 Test Loop이용공동연구	Holcomb, 2011a, 2011b; Moir, 2005
일본	FUJI	450MWth 열중성자 전환로; 0.97 Li, Be, Th, U/F 용융염장전량: 26.4m ³ 입출구 온도 570/600K 온도계수: -3 pcm/K 핵연료주기: 5.5년	ADS용으로 개발 시작 다양한 핵연료주기를 고려 한 개념설계개발상태	
한국	AMBIDE XTER	250MWth Integral형 Li,Be/F 기반 F/T hybrid DUPIC-Th 핵연료주기	개념설계 연구 중	
중국	TMSR	고체핵연료 열중성자로의 냉 각재로서의 용융염 기술확보 가 1차 목표 2차 목표가 MSR		
인도	없음	MSBR형 선호 Pu 연소로 목적 용융염 특성실험	PuF ₃ 용해도실험 수행	Holcomb, 2011a

3) 용융염원자로 개발 추진전략

가) 핵심 요소기술 정의

(1) 원자로 재료 및 기기개발 연구

- 원자로의 운영을 위해선 장기간동안의 재료 건전성이 보장되어야 함. 용융염의 경우 물보다 부식성이 강하고 활용 및 운영의 경험이 적어, 부식내성이 강한 Hastelloy-N 합금을 주요로 하여 재료 및 기기개발의 연구가 주요 진행되고 있음.

(2) 핵연료용융염 및 용융염 화학 및 물성 연구

- 용융염원자로는 핵연료가 액체 염에 녹아 2개, 3개의 물질이 공융형태를 이루어 화학적으로 안정한 화합물임. 이때 어떠한 기저 염을 사용할 것인지 어떠한 연료조합을 사용할 것인지에 따라 녹는점과 물성이 다르며 이는 원자로 운전에서 있어 핵심적으로 파악해야하는 요소임.

(3) 안전해석 및 안전계통 연구

- 언급했듯이, 액체연료를 사용하면 기존의 고체연료를 사용하는 노형에 비해 계통을 간소화하고 안전하게 설계할 수 있음. 더 효과적이고 안전한 노형 설계를 위하여 연구가 진행 중인데, 특히 경수로의 경우에는 시스템 코드 및 실험로가 많이 개발되어 연구가 진행 중이지만 용융염의 경우에는 3차원 고속원자로 설계용 코드와 열수력학설계 코드를 통합 하는 연구, 동적 거동 및 안전관련 파라미터의 특성에 관한 연구 등 기반기술 확보를 위한 노력이 계속되고 있음.

(4) 용융염 열 거동 평가

- 용융염원자로에서 가장 중요하게 파악해야하는 지표는 온도임. 용융염의 온도는 녹는점보다 높아야 하고 부식이 가속화되는 온도보다는 낮은 상태를 유지해야 하므로 정상, 과도상태에서의 용융염 온도를 평가하는 것은 중요한 연구 과제임. 특히 물보다 프란틀수가 높다는 열물성적 특징이 있어, 벽면에서의 급격한 온도변화로 인한 벽면과 중심부와의 온도차가 존재하고, 용융염의 입구온도와 출구온도에도 큰 차이가 존재함. 이는 물성 및 핵분열생성물에 의한 조성의 변화를 불러일으킬 수 있어 온도를 명확하게 평가하여야 함.

나) 주요 연구개발 내용

- 가)에서 언급한 핵심요소 기술의 평가를 위해 컴퓨터 시뮬레이션, 시스템 코드, 실험 등의 방법으로 여러 연구가 이루어지고 있음. 유체 내부에 핵반응이 이루어지고 중성자물리와 열유체 물리가 서로 밀접하게 연관되어 있어 실험적으로 용융염의 현상을 묘사하는 방법론과 해석적으로 용융염의 현상을 반영하여 평가할 수 있을지에 대한 다물리 연구개발이 진행되고 있음.

(1) 다물리 현상 해석 도구

- 용융염 기반 액체 연료를 활용하는 용융염원자로는 고체연료 원자로와는 달리, 중성자와 잔열 생성 핵종들의 이송과 연료염의 유동에 따른 열수력학이 서로 밀접하게 연관되어 있음. 예를 들어, 연료염의 유동에 따른 온도장의 변화 및 이에 대한 지발중성자 핵종의 위치 변화 및 분포를 예측하는 것은 출력 밀도 분포에 영향을 미치며, 이는 또한 핵반응단면적에 영향을 미침. 용융염원자로의 on-line reprocessing, helium bubbling을 포함하여 고체 입자 및 핵분열 생성물의 분포 예측 등을 위하여 용융염원자로 다물리 체계는 시스템 범위의 모든 중요한 현상을 포함하도록 연구가 진행되고 있음.
- 이에 유럽그룹을 선두로 용융염원자로 다물리 해석 도구에 대한 연구 개발은 시스템 분석 코드의 단순 변형부터 시작하여 3차원 형상 및 난류 효과를 고려하는 전산유체역학 (CFD) 접근법을 결합하는 전략이 첨단 기술이라 평가되며, 현재 MSFR의 해석을 위하여 많은 연구가 진행 중에 있음. 또한 미국을 중심으로 용융염 원자로의 시스템 코드를 개발하기 위하여, 기존의 경수로 기준의 시스템 코드에 모듈형으로 용융염내에서 일어나는 여러 현상 및 물성 등의 변화를 반영한 코드를 개발 중에 있음.

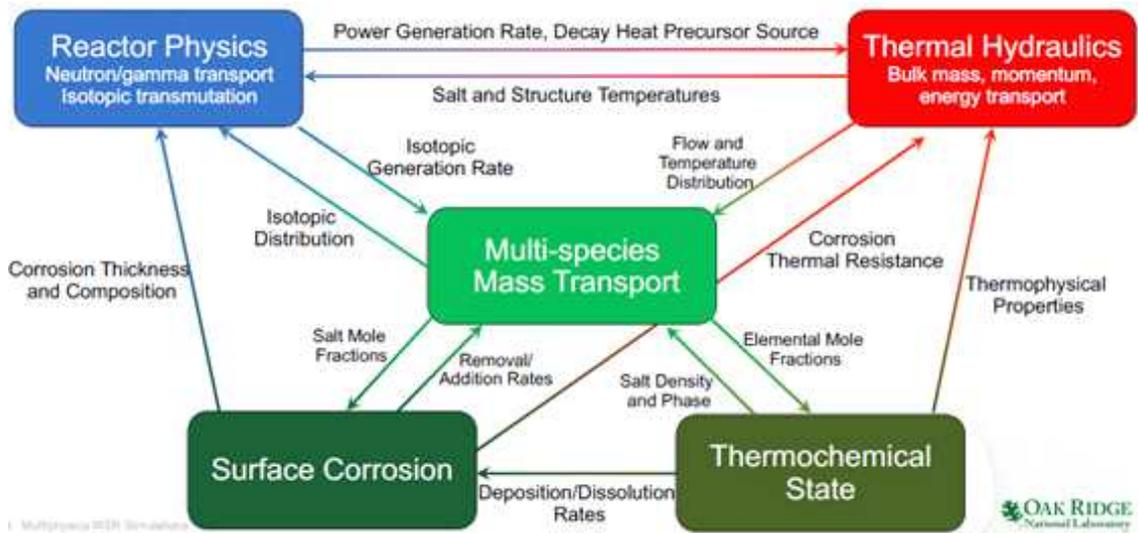


그림 2-2.14 다양한 용량의 용융염원자로 설계 및 형상

표 2-2.3 용융염원자로 다물리 해석 도구 비교

국가/기관	원자로	해석 도구	다물리	참고문헌
독일 (KIT)	MOSART	SIMMER (정상상태, 2D)	Netronics/Thermal hydraulic	Wang et al., 2006
미국 (INL)	MSRE	MOOSE (과도상태 2D/3D)	Netronics/Thermal hydraulic	Lindsay et al., 2018
이탈리아 (Politecnico di Milano)	MSBR	COMSOL (과도상태 대칭적 2D)	Netronics/Thermal hydraulic	Cammi et al., 2011
이탈리아 (Politecnico di Milano)	MSFR	OpenFOAM (과도상태 3D)	Netronics/Thermal hydraulic	Aufiero et al., 2014 Cervi et al., 2019
스위스 (PSI)	SFR	OpenFOAM (과도상태 3D)	Netronics/Thermal hydraulic	Fiornia et al., 2015

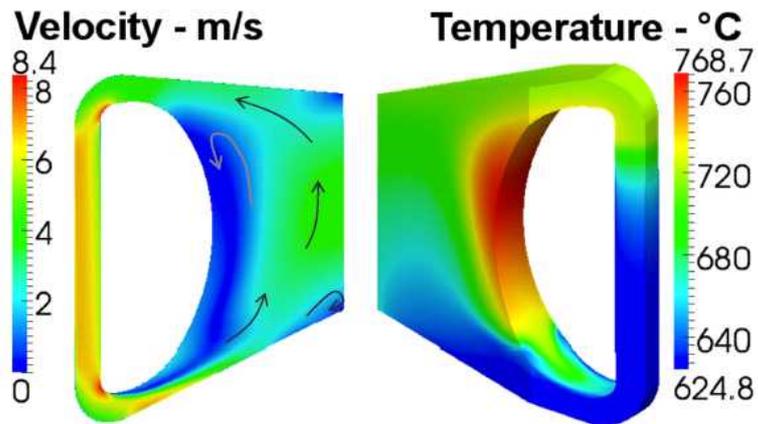


그림 2-2.15 CFD 접근법 활용정상상태 용융염원자로 주요 거동 평가

(2) 용융염원자로 실험

- 그림 2-2.16과 같이 용융염원자로의 개념설계와 함께 잔열제거계통, 안전계통 및 용융염 누출(leakage)사고 같은 정상, 과도상태에서의 용융염의 온도 및 상변화 특성을 파악하기 위한 실험 연구가 진행되고 있음. 용융염의 경우 작동온도가 높고 부식 등의 문제로 인해 연구실 단위에서 진행하기에 어려워 상사유체(그림 2-2.17)를 활용하여 온도를 평가하기 위한 상사연구 또한 진행되고 있음.





그림 2-2.16 정상, 과도상태의 용융염 온도 거동 평가를 위한 실험장치

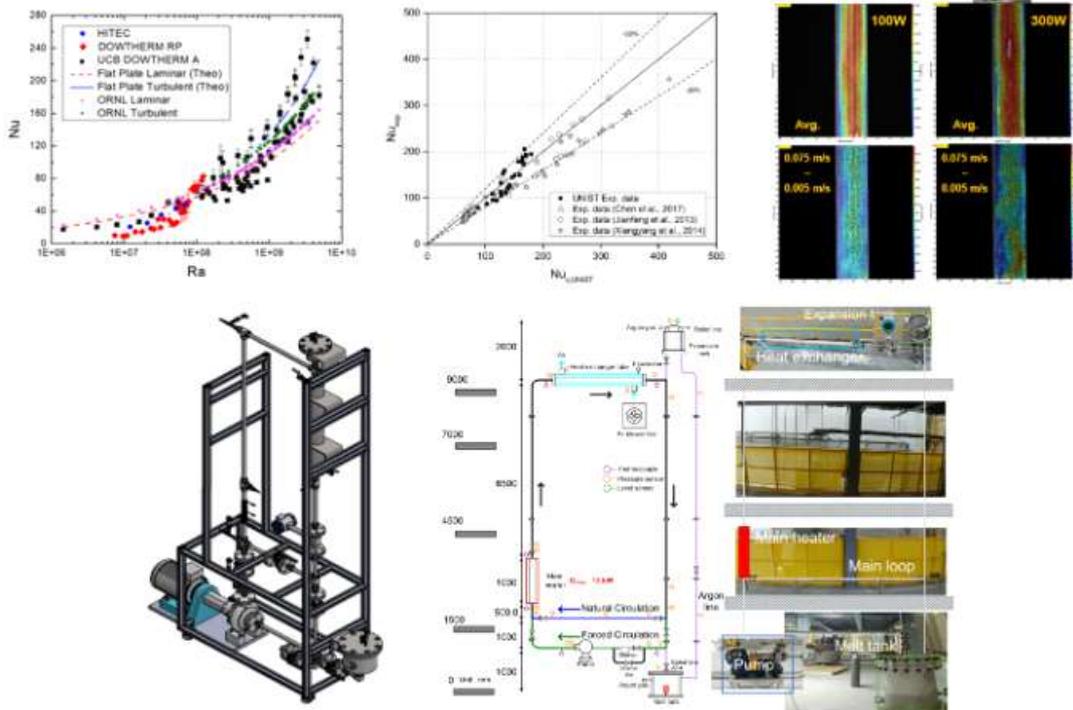


그림 2-2.17 용융염 원자로 상사를 위한 실험(예)

2-3 가스냉각로형(GCR)

가. 고온가스로

1) 원자로개념

가) 개발 목적 및 활용 예상 분야

- 고온가스로(고온가스냉각원자로)는 사고 시 자연냉각만으로 잔열을 제거할 수 있는 고도의 안전성을 확보할 수 있으며, 경수형 원자로보다 훨씬 높은 고온(750°C) 열원을 제공할 수 있어 고효율의 전력 생산뿐만 아니라 수소생산 및 공정열 공급 등 비발전 분야에 활용을 목적으로 개발을 추진하고 있음.
- 주요 활용 예상 분야
 - 열화학(S-I) 공정 또는 고온수전해(SOEC) 기반 대량 수소생산
 - 화공산업단지 전력 및 고온증기(550°C) 공급
 - 전기/수소 병합 생산기반 부하추종

나) 노형 개념

- 가압경수형 원자로와 차이점
 - 기존 가압경수로로는 물을 냉각재인 동시에 감속재로, 붕다발 형태의 핵연료집합체를 사용하며 약 150기압과 320°C의 운전 조건을 가지며 증기터빈을 이용한 대규모 전력생산에 주로 활용됨.
 - 고온가스로는 헬륨을 냉각재, 흑연을 감속재, 세라믹 피복입자 핵연료를 사용하여 운전압력 약 70기압, 운전 온도 750°C 이상으로 가스터빈을 이용한 고효율 전력생산뿐만 아니라 수소생산 및 공정열 공급에 활용됨.



그림 2-3.1 가압경수로와 고온가스로의 특징 비교

○ 원자로 노심(블록형, 페블형)

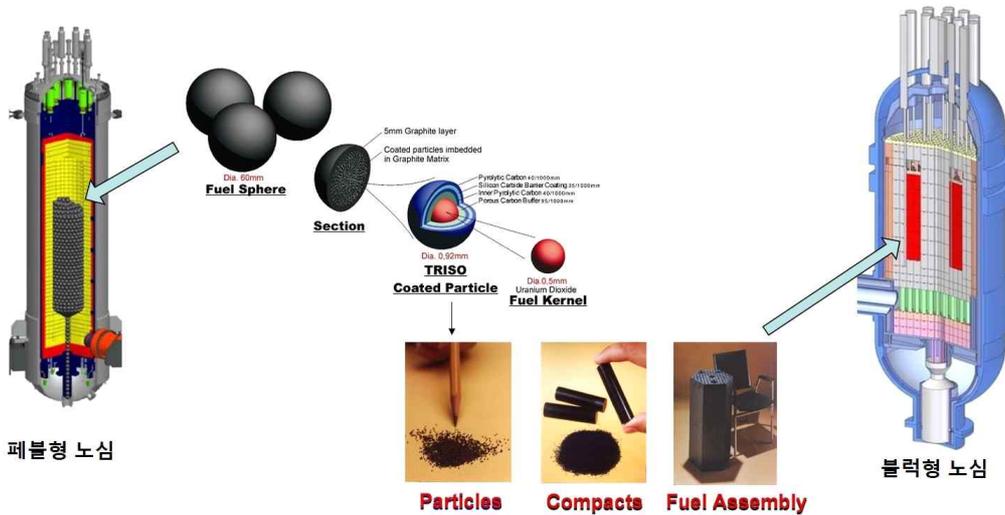


그림 2-3.2 핵연료 집합체 형태에 의한 원자로 형태 구분

- 작은 입자(1mm 이하) 형태의 피복입자연료를 원자로에 장전하기 위하여 핵연료를 성형하게 되는데 성형하는 방법에 따라 블록형(block-type) 노심 또는 페블형(pebble-type) 노심으로 분류함.
- 블록형 노심은 피복입자연료를 1cm 직경의 분필 형태의 컴팩트(compact)로 만들고 흑연 블록(graphite block)에 삽입한 핵연료 집합체를 사용하며, 페블형 노심은 피복입자연료를 포함한 흑연 매트릭스를 6cm 직경의 구형으로 성형하여 사용함.
- 고온가스로의 압력용기 내부 대부분은 감속재와 반사체 역할을 하는 흑연블록으로 채워져 있으며 흑연은 2200°C의 고온에서도 안전성을 유지하며, 열전도도와

비열이 높은 재료임. 육각평면형 결정구조를 갖는 흑연은 중성자 조사에 의해 이방성 변형이 일어나고 장기 사용 시 흑연 블록의 구조적 변형이 발생하므로 중성자 속이 높은 노심 중앙부 흑연블록은 주기적으로 교체함.

○ 원자로 및 열이용 계통

- 고온가스로는 고온에 견딜 수 있는 흑연 또는 세라믹을 노심재료로 사용하기 때문에 950°C까지의 높은 열을 생산할 수 있으며, 이를 이용한 고효율 발전, 고온·고압 증기생산, 고효율 수소생산 등에 활용 가능함.
- 고효율 수소생산을 위해서는 ①원자로 계통에서 헬륨 냉각재가 노심을 지나면서 고온으로 가열 ②고온으로 가열된 헬륨은 중간열교환계통으로 열전달 후 노심으로 회귀 ③중간열교환계통은 원자로 계통의 열을 전달받아 수소생산계통으로 이송함. 이를 위하여 원자로계통과 중간열교환계통 사이에 900°C 이상의 고온에 견딜 수 있는 중간열교환기(intermediate heat exchanger)가 필요함.
- 수소생산계통은 물분해 방법 중에서 고온전기분해(HTSE) 또는 황-요오드(S-I) 열화학 사이클 방법을 사용하여 고온가스로의 경제적 대량 수소생산이 가능하게 함.

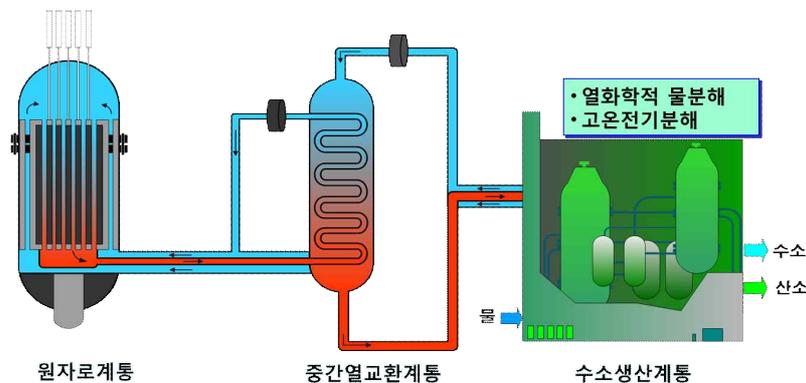


그림 2-3.3 고온가스를 이용한 수소생산시스템의 주요 계통

○ 피복입자핵연료

- 고온가스로는 사용되는 핵연료는 피복입자핵연료라고 불리는 미세한 입자형태의 우라늄 물질의 표면에 열분해탄소(pyrolytic carbon: PyC)층과 탄화규소(silicon carbide: SiC)층의 조합으로 피복하여 입자형태로 제조한 것임.
- UO₂ 또는 UCO 형태의 연료핵(kernel)을 중심으로 외부에 완충(buffer) 영역, 내부 열분해탄소층(I-PyC layer), 탄화규소층(SiC layer), 외부 열분해탄소층

(O-PyC alyer)을 차례로 피복한 상태로 구성됨.

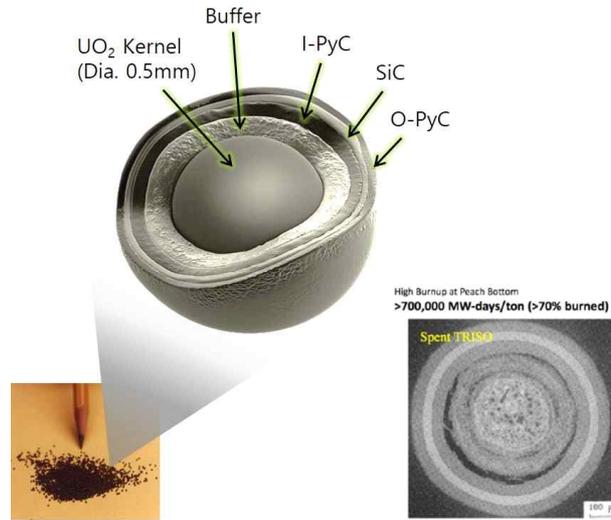


그림 2-3.4 피복입자핵연료의 구조

- 연료핵은 핵분열 열공급원이며 방사성의 핵분열생성물을 산화물로 변화시켜 확산을 억제시키는 방호벽 역할을 수행함.
- 완충 영역은 핵분열생성 가스를 포집하고 연료핵의 부피팽창을 흡수하며 핵분열 편(fission fragment)에 의한 다른 피복층의 손상을 막는 역할을 수행함.
- 고밀도의 I-PyC 층은 실질적인 첫 번째 기밀 층으로 다음 층인 SiC 층을 피복할 때 부산물로 발생하는 염소가스로부터 연료핵을 보호하고, 금속상의 핵분열 생성물의 확산방지 벽 역할을 수행할 뿐만 아니라 SiC 층에 가해지는 인장응력을 감소시키는 역할을 수행함.
- SiC 층은 피복층의 핵심으로 금속상의 핵분열생성물의 확산을 막는 방호역할과 내부에서 발생하는 모든 압력을 지탱하는 압력용기 역할을 수행함.
- O-PyC 층은 가스 및 금속상의 핵분열생성물의 확산방지와 SiC 층의 인장응력을 감소시키는 역할과 함께 컴팩트 또는 페블형 연료를 만들 때 흑연분말 기지(matrix)와 결합을 위한 추가 코팅(over coating)에 필요한 표면을 제공함.

○ 안전 개념

- 초고온가스로는 제4세대 원자로 중에서도 최고의 안전성을 갖는 원자로이며 후쿠시마 사고와 같은 원자로 노심 용융 사고를 근원적으로 배제함.
- 전 출력영역에 걸쳐 음의 반응도 계수를 갖기 때문에 사고 시 운전원 비상조치 없이도 출력폭주 없이 원자로의 정지가 가능함.
- 가스인 헬륨을 냉각재로 사용하기 때문에 어떠한 재료와 화학적 반응을 하지 않아 재료의 부식이 없어 물을 냉각재로 사용할 때 예상되는 고온 금속-물 반응

에 의한 수소 발생이 없음.

- 원자로 내부구조물의 대부분을 차지하는 흑연의 고온 저항성과 높은 열전도도와 비열은 사고 시 노심 붕괴열을 흡수 저장하는 효과를 가져와서 핵연료 온도 상승을 완만하게 만들고 최고 온도점에 도달 시간을 수십 시간으로 지연시킴. 즉, 사고 발생 후 몇 일간 원자로를 방치해도 노심손상 없이 안전하게 유지 가능함.
- 삼중피복입자핵연료의 고온 저항성은 고온가스로 안전의 핵심이며 핵분열 생성물 누출을 차단하는 1차 방호벽으로써 2300°C까지 급작스런 파손이 발생하지 않으며, SiC 피복층의 열화온도인 1800°C까지 핵분열생성물의 누설이 없기 때문에 보수성을 고려한 1600°C를 설계기준사고의 핵연료 온도 제한치로 설정함.
- 상기 안전 특성이 복합적으로 작용하여 고온가스로의 피동냉각 안전성이 보장되는데 냉각재가 없어도 핵연료의 고온저항성, 낮은 출력밀도의 노심에 의한 붕괴열, 흑연의 열흡수 및 전도, 원자로압력용기 외벽을 통한 복사 냉각이 복합적으로 작용하여 외부 열침원(공기 또는 물)을 활용한 원자로공동냉각계통의 자연순환력에 의한 작동만으로 사고 시 잔열제거가 가능함.

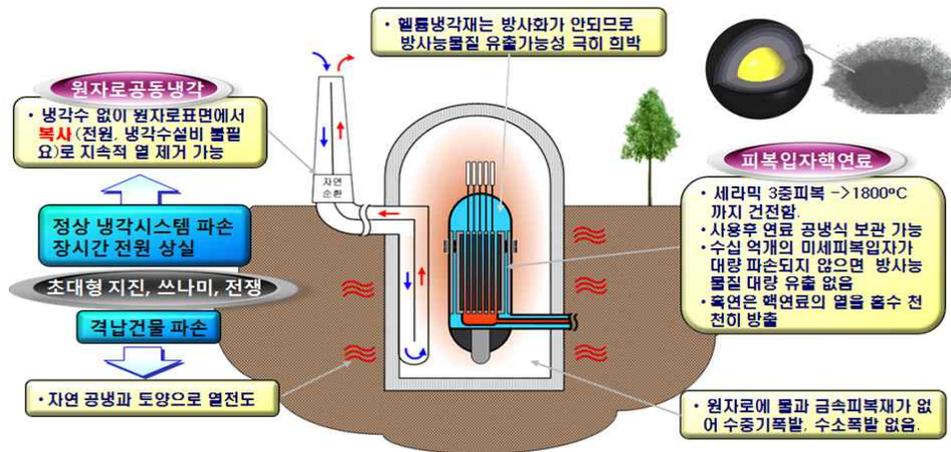


그림 2-3.5 고온가스로의 고유 피동안전성 개념

2) 국내외 개발 현황

가) 국외 현황

○ 중국

- 1970년대 고온가스로 연구개발을 시작하였으며 HTR-10 시험로를 건설(2000년) 후 임계 운전 및 안전성 검증시험에 성공함.
- 시험로 기술을 기반으로 열출력 250MWth 2기로 구성된 HTR-PM 실증로를 건

설 중이며, 2020년 전력망 연결 예정임.

- HTR-PM 실증로를 이용한 상용로 HTR600(전기출력 600MWe급)을 개발하고 있으며 5개 부지에 대한 타당성 검토와 기본설계를 완료함.
- HTR-10 시험로의 운전온도를 950°C 초고온으로 높이는 설계 개선과 함께 시험로와 연계한 고효율 전력생산과 수소생산 기술 실증을 위하여 헬륨 가스 터빈 기술, 수소생산용 S-I 열화학 공정 및 고온수전해 기술을 동시 개발 중임.
- 고효율 수소생산 공정 연계 연구를 위한 헬륨 루프(100kW급, 870°C 4MPa) 설계 및 건조 추진 중임.

○ 일본

- 1970년에 기술개발에 착수하여 고온가스시험로 HTTR을 건설하고 세계최초로 950°C 초고온에서 50일간 운전을 수행(2010년)함.
- 2018년 국가성장전략과 국가에너지계획에 초고온가스로 연구개발과 국제협력사업 지원 내용을 적시하고 문부과학성과 경제산업성이 기술개발을 지원 중임.
- 2030년 목표로 HTTR을 이용한 헬륨 가스터빈 기반 고효율 전력생산과 S-I 열화학 공정을 이용한 수소생산 실증 연구에 주력하고 있음.
- 2014년 S-I 열화학 수소생산 시설을 건조하였으면 2019년 1월 150시간 연속운전(30L/hr 규모 수소생산)에 성공함.

○ 미국

- 'Energy Policy Act, 2005'에 따라 차세대원자로사업(NGNP)의 대상 원자로로 초고온가스로를 선택하고 NGNP 예비개념연구(2007년), 개념연구(2008~2009년), 개념설계(2010~2011년)를 수행함.
- 셰일가스 채굴 기술 혁신으로 저렴한 천연가스 기반 수소생산 때문에 NGNP사업의 수소생산 목표는 경제성이 부족하여 750°C 열원의 고온가스로를 활용한 산업용 전력과 공정열 공급으로 목표를 변경함.
- 현재 에너지부(DOE) 지원으로 X-energy가 100MWe급 고온가스로에 대한 개념설계를 진행하고 있음.
- 고온가스로에 사용되는 피복입자핵연료 제조기술 확보를 위한 연구(AGR 프로그램)를 아이다호국립연구소(INL)에서 수행 중이며, 이와 별도로 소형 및 초소형 고온가스로에 장전될 피복입자핵연료 제조를 위한 파일럿 규모 핵연료 제조설비를 오크리지국립연구소(ORNL)에 건설하고 있음.
- 미국 원자력규제위원회(NRC)는 고온가스로 등 비경수형 원자로의 인허가를 위한 일반설계요건(GCD)를 제정함.

○ 유럽

- 2000년대 초반부터 고온가스로 관련 프로젝트가 진행됨. RAPHAEL 프로젝트 (2005~2009년) 제4세대 원자력시스템인 초고온가스로 설계를 지원하기 위한 연구개발이 수행되었으며, 이후 EUROPAIRS(2009~2011년), ARCHER(2011~2014년) 프로젝트가 진행됨.
- 최근 유럽연합의 고온가스로협의체 NC2I(Nuclear Cogeneration Industrial Initiative)가 결성된 후 고온가스로 실증로 개발사업을 추진 중에 있음.
- NC2I 의장국인 폴란드는 자국의 화학산업단지의 석탄 보일러를 대체하기 위하여 고온가스로 개발을 정부보고서에 명시('17년 10월)하고 유럽연합의 Horizon2020 자금 지원으로 고온가스로 개념개발을 위한 GEMINI Plus 프로젝트에 착수함.

○ 영국

- 정부의 원전 건설 재개 결정과 함께 비즈니스·에너지·산업전략부(BEIS) 주도로 미래 원자력핵심 프로그램을 착수하였으며 고온가스로를 후보 노형의 하나로 고려함.
- 2018년 고온가스로를 포함한 선진소형원자로 타당성 조사 및 설계 사업에 착수하였으며, 국립원자력연구소(NNL)와 산업체(Wood그룹)가 피복입자핵연료 등 고온가스로 핵심기술개발 프로젝트에 착수함.
- 2019년 BEIS는 제4세대원자로 국제포럼(GIF)의 초고온가스로 공동연구에 참여하기로 결정함.

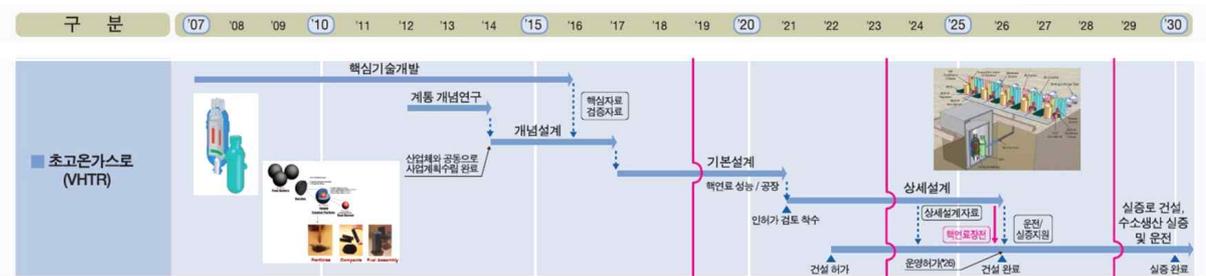
○ 캐나다

- 2018년 소규모 전력망 또는 비전력망 지역에 전력 또는 열 공급을 위하여 소형 경수로와 선진원자로를 포함하는 소형원자로 개발 로드맵을 수립함.
- 캐나다연구소(CNL)는 초크리버 부지에 소형원자로 실증사업을 추진 중이며 2018년 공모를 시작하여 19년 1월 기준 6개 업체가 신청하였으며, 이 중에서 초소형 고온가스로를 제안한 미국의 USNC(Ultra Safe Nuclear Corporation)는 실증로 건설을 위한 부지 준비 인가(License to Prepare Site, LTPS) 신청서를 캐나다 원자력안전위원회(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)에 제출함.
- 캐나다 소형원자로 사업에 참여하고자 11개('19년 3월 기준) 산업체에서 CNSC에 사전인허가 검토 과정인 Vender Design Review를 신청 중이며, 이 중에서 3개 업체(USNC, StarCore Nucler, URENCO)가 고온가스로 노형을 제안함.

나) 국내 현황

○ 원자력수소 핵심기술개발

- 2006년부터 3차 및 4차 원자력진흥계획의 일환으로 원자력연구개발사업에 포함하여 본격 추진됨. 2008년에는 미래원자력시스템 개발 장기추진계획(제255차 원자력위원회, '11년 수정)을 수립하여 핵심기술개발과 함께 2030년까지 원자력 수소생산 건설/실증이라는 장기 비전이 제시됨.



- 핵심기술개발은 해외 기술도입이 쉽지 않은 기술영역을 중심으로 2006년부터 2016년까지 연구 개발됨. 주요 핵심기술로 원자로 핵심설계 및 해석코드 기술, 피복입자 핵연료 제조기술, 고온재료기술, 핵심기기 설계 및 제작기술, 초고온 실험 기술, S-I 열화학 수소생산 공정기술에 대한 개발을 수행하여 왔으며 실험실 수준에서 핵심기술 검증연구를 수행함.
- 2016년 핵심기술개발사업이 종료되었지만 일부 부족기술을 보완하면서 실증사업 방향으로 모색하기 위한 '열이용원자로(VHTR) 핵심기술 성능향상' 연구를 2017년부터 2019년까지 수행하고 있음.

○ 원자력수소 실증사업

- 원자력수소 실증사업 추진을 위하여 한국원자력연구원은 산업체와 공동으로 2012년부터 2014년까지 계통개념연구를 진행함. 참여 산업체는 포스코, 현대건설, 현대중공업, STX중공업, 현대엔지니어링이며 초고온가스로 계통개념을 개발하고 실증사업계획을 수립함.
- 제시된 실증사업계획은 750°C 성숙기술(전력/공정열 생산)을 먼저 실증하고, 이후 950°C 미래기술(수소 생산)을 실증하는 2단계 실증방안을 제시함.
- 2016년 실증로 설계인가 사업 착수를 위하여 예비타당성조사를 신청하였으며, 기술성평가는 통과하였지만 기재부의 대상사업으로 선정되지 못함.

3) 핵심 기술

가) 기술 개요

○ 원자로 설계

- 고온가스로 설계를 위하여 경수형원자로와 다른 고온가스로만의 특성을 반영한 설계해석 방법론, 설계해석 코드가 요구되며 설계된 원자로의 안전성 평가 및 인허가 기술이 필요함.
- 설계코드 기술은 핵설계코드, 노심열유체해석코드, 계통해석코드, 안전/성능 해석코드, 핵연료 성능해석코드 등이 핵심 코드로 분류됨.
- 인허가 기술에서는 핵심 설계코드의 인허가, 선원항 평가 코드 및 방법론, 인허가 현안 백서, PSA 기반 안전성 평가, 안전성 실증 시험 등이 필요함.

○ 피복입자핵연료

- 고온가스로의 안전의 핵심인 피복입자핵연료는 제조 기술, 특성분석 및 품질관리 기술, 성능평가 기술로 구분됨.
- 제조 기술은 연료핵 제조 기술, 피복(coating) 기술, 핵연료 제조 기술로 구분됨.
- 특성분석 및 품질관리 기술은 핵연료에 요구되는 핵적, 열유체적, 노내 성능 등의 요건 만족여부를 제조과정에서 확인되어야하기 때문에 연료핵, 피복, 연료체 특성분석 기술의 개발이 필요하며, 전체 제조 공정의 품질관리가 필요함.
- 피복입자핵연료의 성능은 조사시험, 조사후시험, 사고모사를 위한 조사후 가열 시험 수행으로 확인 가능함.

○ 고온 재료

- 고온 중성자 조사 환경에서 핵심기기의 설계 및 구조안전성 평가에 필수적인 원자로급 흑연, 금속 재료, 복합 재료에 대한 노내 물성 데이터베이스 확보가 필요함.
- 원자로급 흑연의 경우는 흑연 제조 및 재료 규격 선정, 흑연 산화 및 조사 손상 자료, 흑연노심구조물 설계기준, 제4세대원자로 국제공동연구의 흑연 데이터베이스 구축이 요구됨.
- 금속 재료는 압력용기 재료, 열교환기, 내부구조물, 고온배관 재료에 대한 물성 자료 확보가 필요함. 특히 금속재료는 조사환경에 벗어난 곳에 사용되기 때문에 조사특성보다는 고온 환경에서의 피로, 크리프, 크리프-피로, 고온 열화 현

상에 대한 물성자료 확보가 중요함.

- 복합 재료는 수소생산 등 고효율 열이용을 목적으로 노심출구온도가 950°C까지 높아짐에 따라 고온강도 및 중성자 조사특성이 우수한 복합 재료(Cf/C, SiCf/SiC 등)를 사용하게 되며 이들 재료에 대한 산화, 파괴, 중성자 조사 특성 변화에 관한 물성자료가 필요함.
- 고온재료를 고온가스로 설계에 사용하기 위해서는 적절한 재료규격(ASTM)과 설계코드(ASME)가 마련되어야 하며 이를 위한 국제협력연구(GIF공동연구, IAEA CRP 등)가 진행되고 있음.

○ 핵심 기기 및 기계

- 고온가스로의 핵심기기는 원자로압력용기와 연결된 고온가스덕트(hot gas duct)가 있고 고온 열의 활용 방안에 따라 원자로 계통의 핵심 기기 및 기계의 종류와 배치가 달라짐.
- 고효율 전력생산의 경우 증기터빈을 활용하려면 고온가스덕트와 연결된 관류형 증기발생기와 헬륨순환기가 필요하고, 가스터빈을 활용하려면 직접 브레이튼 사이클은 헬륨 터빈, 재생열교환기(recuperator), 헬륨 압축기가 필요하며 간접 브레이튼 사이클은 중간열교환기와 헬륨순환기가 필요함.
- 수소생산을 위한 열공급을 위해 중간열교환기와 헬륨순환기가 필요하며, S-I열화학 수소생산계통에는 중간열교환계통의 열을 황산분해공정에 전달하는 공정 열교환기가 필요함.
- 중간열교환기(헬륨-헬륨)는 증기터빈 전력생산을 제외하고 대부분의 열 이용을 위해 필요한 기기로 나선형튜브로 만든 열교환기 기술은 크기 제한으로 열출력 300MWt~600MWt 고온가스로에 사용하기 적합하지 않기 때문에 미세유로판을 적층하고 확산접합(diffusion bonding)하여 블록형태로 만든 인쇄회로기판형 열교환기(printed-circuit heat exchanger: PCHE) 기술이 요구됨.
- 헬륨순환기는 노심 발생 열을 중간열교환기로 이송하는 기능을 수행하지만 고온/고압 조건에서 운전되기 때문에 고온 열팽창 및 구조설계, 고온 밀봉, 자기 베어링 기술이 요구됨.
- 고온가스덕트는 원자로와 중간열교환기를 연결하는 배관 구조물로, 고압과 고온의 노심출구 온도에 견딜 수 있도록 동축 이중 배관 형태를 취하여 안쪽 배관에는 고온 헬륨이 지나고 바깥 배관은 저온 헬륨이 흐르게 하여 고압 배관이 고온에 노출되지 않도록 설계됨.
- 격리밸브(isolation valve)는 중간열교환계통의 고온부와 저온부에 가 설치되어 비정상 조건에서 원자로계통을 격리하여 원자로를 외부 위험에서 보호하는 기기이며 고온 조건에 사용하기 위해서는 케이싱 온도를 낮추는 설계와 고온 밀봉재 선정이 중요함.

○ 열이용 기술

- 고온가스로의 열이용 방법은 수소생산 또는 전력생산도 가능하지만 전력/공정 열 동시 생산, 전력/수소 동시생산으로 외부 에너지 부하에 연동하는 기술도 가능함.
- 수소생산 방법에는 S-I 열화학사이클과 고체전해질막을 이용한 고온수전해가 유망하며 S-I 열화학사이클은 대규모 수소생산에, 고온수전해는 중소형 수소생산에 적합함.
- 전력생산은 증기터빈 또는 가스터빈이 활용가능하며 증기터빈은 상용화된 기술이지만 가스터빈은 기술개발 및 실증이 필요함.

나) 기술 개발 현황

- 2004년부터 수소경제시대를 대비하여 고온가스로를 이용한 원자력수소생산 기술개발 연구를 착수함.
- 2006년부터 해외 기술 도입이 어려운 핵심기술 개발에 본격 착수하였으며 2016년까지 실증로 개념설계 착수 가능한 기술 수준 도달하였지만 다음 단계로 기술 수준을 향상을 위한 실증로 설계와 기술검증을 위한 후속 사업 착수가 지연되고 있음.
- 기 투자된 핵심기술은 고유 설계해석코드, 피복입자핵연료제조, 초고온 재료·기기·시험, 황-요오드 열화학 수소생산공정 기술이며 주요 개발현황은 다음과 같음.

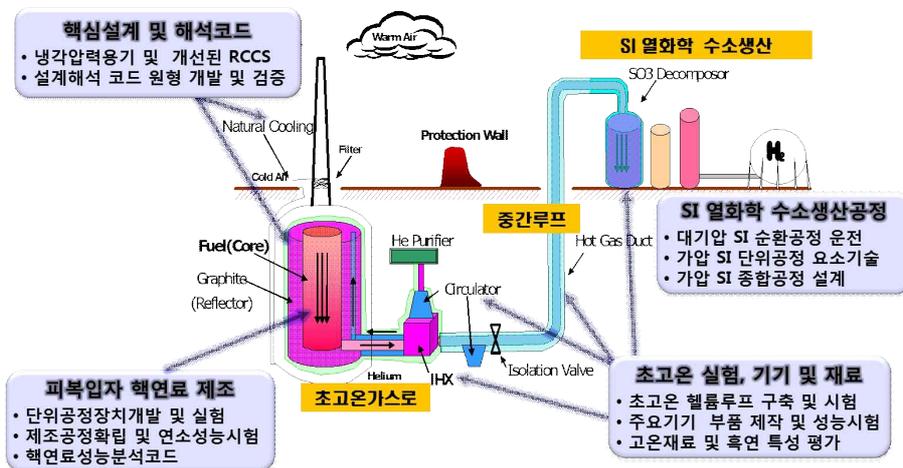


그림 2-3.6 고온가스로의 핵심기술 분류

- 핵심설계 및 해석코드 기술에서는 초고온가스로 설계하고 해석하는데 필요한 전산 코드(노심, 열유체, 안전해석 등)를 국내 독자 기술로 개발하여 개념설계 활용가능 수준에 도달하였으며, 또한 냉각압력용기 및 개선된 RCCS 설계 등 고온의 열을 안전하게 공급하기 위한 고유 설계 개념을 도출하였음.
- 피복입자 핵연료 제조기술은 2011년 UO₂-TRISO 제조공정을 확보하고 2013년 시작품을 완성하였으며, 2014년 하나로 연구로에서 1차 연소성능시험(4% FIMA)을 수행하고 2016년 조사후시험을 완료함.
- 고온재료기술은 재료 물성 데이터베이스(DB) 확보에 중점을 두고 GIF 국제공동연구에서 국제협력으로 구축하고 있는 데이터베이스 기여 연구를 통하여 국제공동 DB 이용 권한을 확보하여 옴.
- 초고온 기기 기술개발은 초고온 기기 기술개발은 VHTR의 고온열을 중간계통으로 전달하는 중간열교환기와 그 열을 다시 중간계통에서 수소생산계통으로 전달하는 공정열교환기 제작 기술개발에 중점을 둬. 초고온 중간열교환기는 인쇄기판형 열교환기를 사용하는데 설계 및 확산접합 제조 기술을 개발하고 부분 시작품을 설계·제작하여 헬륨루프에서 성능 시험을 수행함. 공정열교환기는 S-I열화학 공정에서 활용되기 때문에 고압 부식 환경에서 활용될 수 있도록 실리콘 카바이드 코팅 기술을 접목한 인쇄기판형 열교환기를 개발하고 부분 시작품의 성능 시험을 수행하여 개발기술의 타당성을 확인함.
- 초고온 실험기술은 그 동안 국내 경험이 없던 고온·고압의 중형(0.6MW급) 헬륨루프를 국내기술로 설계·제작하고 중간열교환기 부분 시작품을 설치하여 고온(900°C), 고압(20기압) 조건에서 성능시험으로 성공하여 향후 종합실증시험장치 설계·운영에 필요한 기반 기술을 확보하였으며, 헬륨루프와 별도로 고온가스의 안전성 확인을 위한 자연냉각시험장치를 구축하고 성능시험으로 자연냉각 잔열제거 성능을 확인함.

다) 국외 기술 수준 및 기술 격차

○ 국외 기술 수준

- (원자로 설계) 중국은 고온가스로 실증로 HTR-PM 건설 완공 단계로 2020년까지 실증이 완료되면 성숙기술인 고온(750°C) 시스템 설계 기술을 확보, 일본은 고온가스시험로 HTTR을 설계하고 950°C 장기운전까지 수행하여 미래기술인 초고온(950°C) 시스템 설계기술을 개발하였으며 상용로 HTR300C 기본설계 수준을 확보, 미국은 750°C 원자로 기본 설계와 950°C 원자로 개념설계 수준을 확보함.
- (피복입자핵연료) 중국은 상용화 규모의 피복입자핵연료(UO₂) 제조시설을 건설·

운영하고 있으며, 일본은 상용화 수준의 피복입자핵연료(UO₂) 제조기술을 확보하고 있으며 미국은 2002년부터 DOE 지원으로 개량 피복입자핵연료(UCO) 기술을 개발하고 있으며 2018년 파일럿 규모 제조시설 건설에 착수한 상태임.

- (고온 재료) 2세대 고온가스로 운전을 통하여 700°C이하 재료에 대한 물성자료와 제조 기술은 확보되어 있지만 750°C~950°C에 대한 연구는 계속되고 있으며 제4세대 원자력시스템 국제공동연구를 통하여 고온 재료 데이터베이스를 구축하고 있음. 원자로급 흑연의 경우 미국과 일본은 자국에서 생산된 흑연의 중성자 조사 체적변형 및 크리프 데이터를 장기적으로 확보하고 있으며 중국은 시험로 HTR-10 및 HTR-PM 개발 과정에서 흑연 부품 시험 기술을 확보함. 미국 INL을 중심으로 초고온 금속재료 피로, 크리프 특성 평가 시험자료를 확보하여 ASME 코드 제정 업무를 수행 중이며 탄소 및 탄화규소 복합체 제조와 표준화 기술은 미국 ORNL과 프랑스의 CEA가 선도하고 있음.
- (핵심 기기 및 기계) 미국은 FSV 상용로 운전으로 700°C 수준의 고온 기기 관련기술은 보유하고 있으며 950°C 수준의 초고온 기기 기술은 장기개발계획으로 추진하고 있으며 헬륨 가스터빈 개념설계 수행 경험 보유, 일본은 HTTR 개발 과정에서 미쓰비시 및 도시바가 헬륨 순환기, 헬륨 압축기, 격리밸브 등에 대한 일부 기술을 확보, 중국은 HTR-PM 개발을 통하여 750°C 설계온도에 대한 고온 기기 관련 기술을 확보함.
- (수소생산) 열화학 수소생산 기술의 경우, 일본 JAEA는 2014년에 구축한 200L/hr 규모의 SI 열화학 가압조건 수소생산 시설에서 2019년 2월 150시간 동안 30L/hr 규모의 장기 운전을 성공하여 열화학 수소생산 기술을 선도하고 있으며 중국은 2014년 105L/hr 상압 수소생산 실험을 62시간 수행하였으며 후속으로 가압조건 실증시설 구축 및 실증 계획 수립 중에 있음. 고온수전해 수소생산 기술의 경우, 미국은 초고온가스로와 연계할 고온 수전해 기술을 개발하여 왔으며 2009년 실험실 규모 고온 수전해 기술을 실증(15kW급, 5000L/hr, 1000시간)하였으며 2018년 파일럿 규모 고온 수전해 실증연구에 착수하였음. 중국은 2014년 단위 스택(단위 셀 10cm x 10cm, 10셀 적층)으로 105 L/h, 62시간 시험을 수행하여 실험실 수준의 기술을 보유하고 있음.

○ 국내외 기술 수준 비교

기술 분야	선진국 기술 수준		국내 기술 수준	
설계해석 코드	미국, 중국 일본, 독일	(TRL 8) 설계/해석코드를 활용하여 750°C 고온가스로 설계/인허가 경험 보유 (미국, 중국, 일본, 독일) (TRL 8) 950°C 고온가스시험로 설계/인허가 경험 보유 (일본)	(TRL 6) 750°C 고온가스로 설계에 활용 가능 (TRL 4) 950°C 고온가스로의 설계 여유도 확보를 위해 고정밀 해석기술 개발 필요	
원자로 설계	미국, 중국, 일본	(TRL 7) 미국은 750°C 설계운영 경험, 중국은 750°C 실증로 설계 경험, 일본은 950°C 시험로 설계운영 경험 보유 중	(TRL 3.5) 개념연구 수행 후 개념설계 미수행 (해외 개념설계 사업 참여 경험 보유)	
피복입자핵연료 제조 기술	미국, 일본, 중국	(TRL 7) 파일럿 규모 피복입자핵연료를 제조 기술과 설비를 보유 중이며 상용화를 기술 검증 착수	(TRL 3.5) UO ₂ 피복입자핵연료 제조 기술의 기술격차는 작으나, 제조 설비 규모와 성능평가가 실험실 수준에서 수행	
초고온 재료 성능검증 기술	미국, 일본, 중국	(TRL 6) 각국의 연구로 설계/가동 및 R&D 프로그램을 통해 흑연 중성자 조사 시험자료 및 초고온금속재료 코드 개발에 필요한 시험자료 확보 중	(TRL 3.5) 고온재료 특성 평가 시험시설을 구축 및 비조사 시험자료를 확보하여 GIF 국제공동연구에 참여함으로써 고온 시험기술 및 DB 확보	
초고온 실험	일본, 독일	(TRL 7) 일본은 대형 초고온헬륨루프(10MW)를 건조하고 초고온 조건에서 기기 및 설계 검증 경험 보유	(TRL 5) 대형 실증시험시설의 전단계인 중형헬륨루프(0.6MW)를 건조하여 운영기술 확보	
핵심기 및 기계	증기 발생기	중국	(TRL 8) HTR-PM 실증로에 사용될 증기발생기 개발 완료	(TRL 4) 경수로 튜브형 증기발생기 설계, 제작 기술 보유, 헬륨-물 증기발생기 설계, 제작 경험 없음
	중간 열교환기	미국, 일본, 영국	(TRL 8) 일본은 튜브형 중간열교환기 기술 보유 (TRL 8) 영국 Heatric사는 상용 인쇄기판형 열교환기 설계 기술을 보유 중 (TRL5) 고온가스로 연계 인쇄기판형 열교환기는 개념설계 완료 수준	(TRL 5) 튜브형 증기발생기 경험 기반으로 중간열교환기 설계 착수 가능 (TRL 5) 인쇄기판형 열교환기에 필요한 초고온 재료 확산접합공정 기술 및 인쇄기판형 열교환기 개념설계 가능
	헬륨 터빈	일본, 중국, 영국	(TRL6) 기본설계 완료 및 헬륨압축기 성능시험 수행	(TRL 3) 관련 기술 개발 경험이 없지만 기술 개념이나 사이클 개념 검증은 가능
S-I 열화학 수소 생산	일본	(TRL 5.5) 200L/hr 규모 가압 수소 생산 공정 시설 보유, 30L/hr 규모 150시간 장기 운전 수행	(TRL 3.5) 실험실 규모(50L/hr) 가압 수소생산 공정 8시간 실증, 장기운전 미수행	
고온 수전해 (HTSE) 수소생산	미국	(TRL 4) 고온수전해셀(SOEC) 스택 모듈화 기술 개발 중, 가압 750°C 장기 운전성능과 열화거동 평가 수행	(TRL 3) 산업부(한수원) 실험실 수준 SOEC 스택(10층) 시험 장치로 상압 750°C 장기 운전성능 수행	

4) 핵심 기술 개발 전략

가) 필요성

- 미래 원자력 기술은 대형 경수 원전에서 소형원자로 기술로 방향 전환 중이며, 2030년까지는 NuScale 또는 SMART와 같은 경수로 기반 소형원자로의 상용화가 선행되고 이후 비경수형 선진원자로(advanced reactor)의 실증 및 상용화가 진행될 것으로 예상됨.
- 비경수형 선진원자로는 건설 장소에 대한 의존성이 없으며, 전기 생산 이외의 다양한 에너지원으로서의 활용이 가능할 뿐만 아니라 산업단지나 거주지 주변에 설치될 수 있는 높은 안전성을 요구하고 있음.
- 미국은 고온가스로를 선진원자로 노형 후보의 하나로 선정하고 산업체(X-energy)와 개념설계를 진행 중이며 관련 기술수준 향상에 박차를 가하고 있으며, 캐나다는 소형원자로 로드맵을 수립하고 소형 선진원자로 실증을 지원하고 있음. 캐나다 규제기관의 사전설계검토 절차에 11개사가 신청하였는데 그 중에서 3개 노형이 고온가스로로 가장 높은 비중을 차지하였음. 원전건설을 재개한 영국도 미래 소형원자로 후보 노형으로 고온가스로 기술개발에 착수하고 GIF공동연구에 참여하고 있으며, 유럽연합은 폴란드 온실가스 감축을 위해 산업단지의 석탄보일러를 대체할 고온가스로를 개발 등 고온가스로에 대한 국제적 관심이 고조되고 있음.
- 일본, 중국과 같은 주변 경쟁국은 약 40년 동안 고온가스로 기술개발에 대한 투자로 우리나라보다 높은 기술수준을 보유하고 있으며 기술 선도국이 되기 위한 기술개발 및 실증사업을 진행하고 있음.
- 국내에서는 2004년 원자력 수소생산을 목적으로 고온가스로 기술개발에 착수하여 국내 확보가 필수적인 핵심기술에 대한 개발을 수행하여 선진국과 기술격차를 축소하였지만 후속 실증사업이 진행되지 못하여 기술개발이 정체되고 있음.
- 최근 ‘수소경제 활성화 로드맵’이 발표(2019년 1월)이 발표되고 로드맵 이행에 필요한 ‘수소 기술개발 로드맵’이 수립(2019년 10월)되었으며, 수소생산의 미래기술의 하나로 초고온가스로 기술이 고려되고 부문별 추진전략에 초고온가스로를 이용한 수소생산 기술 검증을 위한 초고온시험로 기술개발의 필요성이 제시됨.

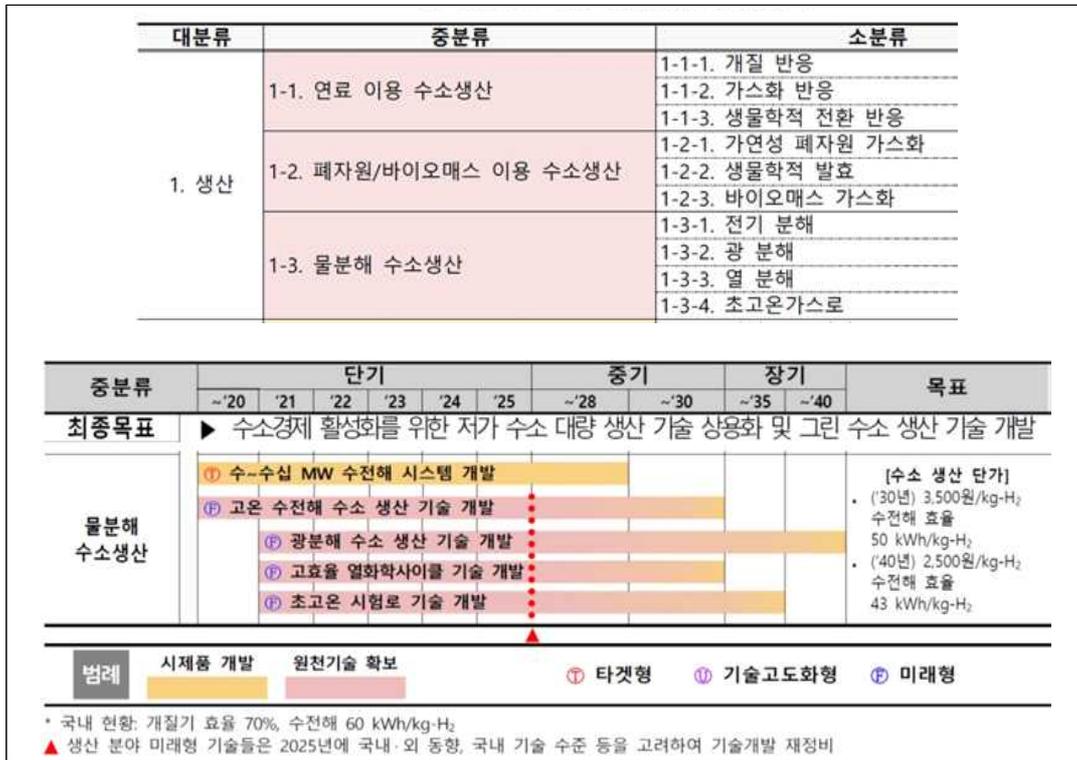


그림 2-3.7 수소 기술개발 로드맵의 기술 분류 체계(위) 및 부문별 추진전략(아래)

○ 국외에 고온가스로 기술에 대한 관심이 증가하고 기술 개발 및 실증을 위한 투자가 증가하고 있으며 국내에서 수소경제와 연계한 고온가스로 기술이 요구되는 상황을 고려할 때, 현재까지 개발하여 온 원자력수소 핵심기술개발을 중단하여 기술 경쟁에서 뒤쳐질 것이 아니라 보다 적극적으로 고온가스로의 기술검증과 실용화에 나서서 고유 핵심기술을 확보해야 함.

- (원자로설계) 설계에 필요한 핵심 설계해석 코드의 인허가 문서 발간, 안전성 평가기술 확립 및 원자로 설계 인허가성 검토를 위한 백서 발간과 함께 원자로 개념·기본 설계 수행과 안전성분석보고서 작성을 통하여 원자로 설계 및 해석코드의 부족 기술을 보완해야 함.
- (피복입자핵연료) 실험실 수준에서 확립된 피복입자제조기술의 실용화를 위하여 파일럿 규모 제조공정 개발과 고연소도 성능검증을 위한 조사시험 수행이 필요함.
- (고온재료) 초고온 및 중성자 조사 환경에 노출되는 핵심 기기 및 기계 설계 및 구조건전성 평가가 필수적인 재료를 선정하고 노내 물성 데이터 확보와 더불어 초고온용 복합재료 부품 제조기술 개발이 필요함.
- (기기 및 기계) 고온 열원의 다목적 활용을 위해서 고온 헬륨 환경에서 사용할 초고온중간열교환기/헬륨-물 증기발생기, 고효율 전력생산(헬륨 브레이트ن 사이

클) 압축기 및 터빈, 압력용기/노심구조물 및 순환기/CRDM/격리밸브 등 주요 핵심 기기.기계 설계 및 제작 기술 개발이 필요함.

- (수소생산) SI 열화학공정은 실험실 규모에서 실증되었으나 경제성 확보를 위해서 공정개선의 필요성이 있으며, 고온수전해 기술수준 향상에 따라 고온가스와 연계할 수 있는 스택 모듈화 기술 개발과 검증이 필요하며, 원자로와 수소생산 계통 간의 연계를 위한 공정시스템 개발이 필요함.

나) 기술개발 목표

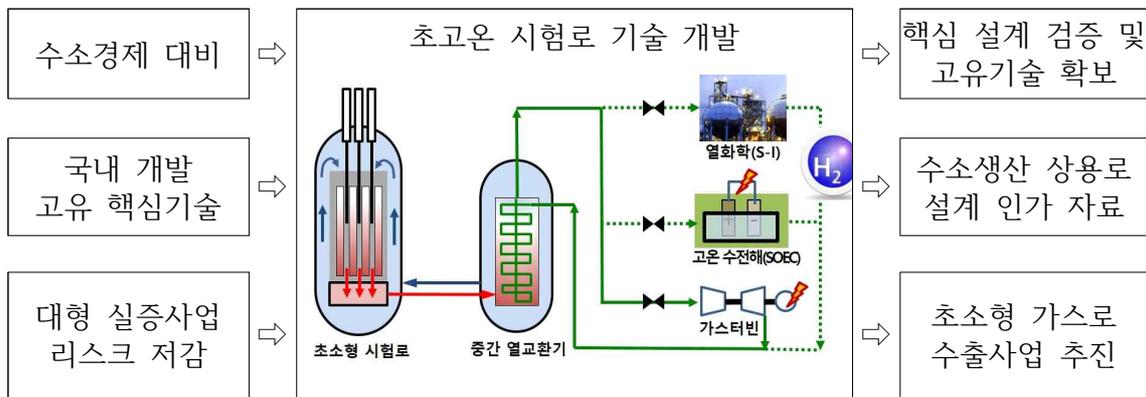
핵심기술명		현재기술수준	목표
원자로 설계	설계해석 코드기술	• 독자개발 핵심 설계해석 코드 개발 및 검증 (TRL 5)	• 독자개발 핵심 설계설계 코드 인가(TRL 8)
	설계기술	• 원자로 계통개념 정립(TRL 3) • 초고온 운전을 위한 냉각압력용기 설계 개념, 안전성향상을 위한 공기-물 혼합형 원자로공동냉각계통 개념 정립(TRL 3)	• 개념설계 및 기본설계 수행을 통한 안전성분석보고서 발간(TRL6) • 시험을 통한 설계개념 검증(TRL6)
	안전성 평가 및 인허가 기술	• 주요 안전해석 방법론 체계 구축, 성능 관련 설계기준사고, 안전관련 설계기준사고, 설계기준초과사고 등의 안정성 평가 수행을 위한 설계코드 개발	• 안전성 평가기술을 확립 • 기술검증시험을 통한 안전성 종합 검증 • 주요 인허가 이슈에 대한 백서(White Paper) 발간
피복입자핵연료		• 실험실 규모 제조기술 (TRL 3) • 저농축(4.0w/o) 피복입자핵연료 조사 및 조사후 시험	• Pilot 규모 피복입자핵연료 공정 설계/건설(TRL7) • 피복입자핵연료 고연소(130~150 GWd/MHM) 성능 확인을 위한 조사 및 조사후 시험
고온재료	흑연	• Gen IV 국제공동연구를 통한 비조사 흑연 물성 평가 기술 확보 (TRL 3)	• 원자로급 흑연 물성 품질보증 체계 및 중성자 조사 환경 물성 평가 및 DB 구축 (TRL 5)
	금속재료	• Alloy 800H, 617 합금의 초고온 피로, 크리프(균열성장) 평가 기술 확보 (TRL 4)	• 초고온 금속 재료의 열시효에 따른 특성 열화 평가 및 DB 구축 (TRL 5)
	복합재료	• C/C 복합체의 산화 및 기계적 특성 평가 기술 (TRL 3)	• 노심용 초고온 C/C 및 SiC/SiC 복합체 제조 기술 개발 (TRL 5)
기기.기계	초고온 중간열교환기 및 헬륨-물 증기발생기	• 초고온중간열교환기 설계 기술 확보 (TRL 4) • 헬륨-물 증기발생기 상용화 기술 개발 필요	• 중간열교환기 및 증기발생기 설계 데이터 생산 및 프로그램 개발 • 초고온 중간열교환기 및 증기발생기 설계 프로그램 검증 및 원형 실증 기술 (TRL 6)

	헬륨 브레이튼 사이클	• 기술의 개념 검증이 가능한 수준 (TRL 3)	• 최적 헬륨브레이튼사이클 설계 • 핵심 터보 기기 설계/제작 기술 및 시제품 성능 검증 (TRL 6)
	압력용기·노심구조물 설계	• 원자로 고온설계 (TRL 5) • 흑연, 복합체 노심구조물 설계기술 개발 필요 (TRL 2)	• ASME 고온로 설계기준에 준한 원자로 고온설계 및 노심구조물 초고온 설계기술 (TRL 6)
	순환기·제어봉구동장치·격리밸브 설계	• 경수로 CRDM 기술 보유 • 고온헬륨환경 설계기술 비확보 (TRL2)	• 순환기, CRDM (제어봉은 초고온 요소기술 선행), 격리밸브 설계기술 (TRL 6)
고효율 수소생산	수소생산 공정	• SI 열화학공정 설계 및 계통 설계 기술 보유(TRL 3) • 10bar 운전조건에서의 HTSE 공정개념설계 및 모사 완료 (TRL 2)	• SI 열화학 수소생산 효율 향상 공정 개발 (TRL 5) • 고온전기분해 계통 설계 및 스택 모듈화 기술 개발 및 검증 (TRL 6)
	원자로 연계	• 원자로 고온열 온도에 따른 수소생산 연계공정 시스템 공정 흐름도 확보(TRL 2)	• 수소생산 공정 실증시스템 연계 계통 설계기술 확보 (TRL 6)

다) 기술개발 전략

○ 원자로설계

- 국내 독자 개발 기술의 검증이 가능하고 향후 상용로 활용·확장을 고려한 초고온 시험로의 핵심 설계를 개발하고 검증.
- 그 동안 개발된 핵심 설계해석코드를 이용하여 초고온 시험로 예비 설계를 수행하고 핵심 설계에 대한 성능 검증.
- 국내 고유 설계 개념(다중코팅 피복입자연료, 다중냉각 핵연료 블록, 냉각압력용기, Hybrid RCCS 등)과 핵심 기술을 적용한 초고온 시험로 설계(안)을 확보.
- 설계(안) 확보 후 국내 초고온 시험로 기술 실증사업이 진행되지 못하더라도 초고온 시험로 설계는 비전력망 지역의 에너지(전력, 열, 수소)를 공급하는 초소형 원자로 개발에 즉시 활용이 가능하기 때문에 설계개발 초기부터 산업체 참여를 유도하여 민관 공동으로 사업화 추진 전략을 수립.



○ 피복입자핵연료

- 확보된 실험실 규모(20g/batch) UO₂ 피복입자핵연료 제조기술에 대한 고연소 조사시험 수행 및 파일럿규모 스케일업 기술 개발.
- 초고온 연소성능 향상을 위한 다중(ZrC-SiC) 코팅 기술과 장주기 노심에 요구되는 핵연료 장전량을 높이기 위한 대형 커널(최대 800 μ m) 제조기술 확보.
- 고연소도 피복입자핵연료의 성능분석 기술 확보.

○ 고온재료

- 고온재료 DB는 예산과 기간을 고려할 때 국내 독자 개발이 어렵기 때문에 GIF 국제공동연구에 지속 참여하여 공동 DB 구축에 기여하면서 DB 사용권을 확보.
- 원자로급 흑연은 DB의 설계 적용을 위한 물성자료 품질보증 체계와 중성자 조사 환경에 대한 물성 자료를 구축.
- 고온 재료는 장기 물성 열화 자료 구축과 중간열교환기 소재의 확산접합부의 건전성 평가에 필요한 크리프 특성 자료 확보 추진.
- 복합 재료는 노심용 부품 제조를 위한 요소기술을 개발에 주력.

○ 기기 및 기계

- 초고온 중간열교환기는 그 동안 개발한 설계 방법론과 확산접합기술을 심화 완성하고 중간열교환기 설계 및 성능 검증을 수행.
- 고효율 전력변환을 위한 헬륨 브레이튼 사이클 기술개발수행.
- 압력용기와 노심구조물 설계기술은 산업체와 협력으로 국내 고유 개념을 도입한 설계 방법론을 개발.

○ 수소생산

- SI 열화학 기술은 실험실 규모 실증시험 결과를 기반으로 효율성 향상 연구를 추진하고 이후 공학규모 실증연구를 추진.
- 최근 주목받는 고온수전해 기술은 해외 셀 기술을 기반으로 모듈화 기술개발하고 향후 국내 기술 확보된 셀로 대체.
- 고온가스와 수소생산 연계를 위한 계통 설계 기술을 개발하고 연계 시스템 개발과 기술검증을 통한 기술 확보.

라) 마일스톤

핵심 기술	단기					중기		장기
	'21	'22	'23	'24	'25	~'28	~'30	~'35
원자로설계	초고온 시험로 기술 개발 (핵심 설계 검증 및 고유설계 개발) ▶ 수소 기술개발 로드맵 연계					정책 결정시 초고온시험로 건설 및 수소생산 기술 실증 해외 초소형원자로 기술 수출사업		
피복입자핵연료	고연소 핵연료 조사/조사후 시험 공학규모 핵연료 제조 공정, 설계, 건설							
고온재료	흑연 물성 품질보증 체계, 중성자 조사 환경 물성 DB 고온 금속 재료 장기 물성 열화 DB 노심용 복합재료 부품 제조 기술					복합체 부품 상용화		
핵심 기기/기계	중간열교환기/증기발생기 설계기술 고온/고효율 전력변화시스템 설계 및 핵심기기 요소기술 확보 압력용기 노심구조물 설계 방법론 순환기, CRDM, 격리밸브 설계요소기술					원형 설계/제작/검증 제작 및 시제품 성능검증		
수소생산	SI 열화학 사이클 효율 향상 기술개발 고효율 대용량 고온수전해 기반기술 원자로 연계 수소생산 공정 설계기술					고효율 SI 열화학 기술 실증 MW급 고온수전해 기술개발		

3. 경수로 및 중수로형 소형혁신 원자로기술

3-1 경수로형(PWR)

가. 일체형 소형 원자로 (KAERI SMART)

- 일체형 소형원자로는 소규모 전력생산 및 해수담수화를 위하여 1997년부터 SMART 라는 브랜드 명으로 개발돼오고 있음. 2009년부터 2011년까지 “SMART 표준설계”와 기술검증을 완료하고 2012년 7월 4일 일체형원자로 중 세계 최초로 표준설계인가를 획득함. 2015년 9월 한국-사우디 사이의 SMART 파트너십의 첫 번째 공동연구개발사업인 “SMART 건설 전 설계사업(PPE, Pre-Project Engineering)” 협약 체결하고 협약함. 2019년 1월 표준설계변경인가 사업이 착수 되었음.



그림 3-1.8 SMART 개발 이력

가) 개발 목적 및 활용 예상 분야

- 국산 소형원자로(SMART)의 수출 경쟁력 강화를 위한 소형원자로 혁신미래기술을 개발함으로써, 새로운 블루오션인 소형원자로 시장에서 First Mover 기반 확립.
 - 혁신기술 개발 목표: 소형원자로의 경제성 및 안정성 혁신을 위한 모듈화/소형화/단순화, 시스템 출력밀도 향상, 내륙 이송성 향상, 현장 조립/유지보수/운전 편의성 향상, 사고 안전성 향상, 신재생에너지 연계기술 확보.
- 세계 소형원자로 시장에서 각축 중인 NuScale(미국), AP100(중국), KLT40(러시아) 대비 우월 기술 확보 및 검증.

- 주요 핵심 요소 기술: 인쇄기판형증기발생기, 고효율원자로냉각재펌프, 모듈형 원자로 및 건물, 지능형자율운전, 내장형제어봉구동장치, 원자로용기장착격리밸브 등
- 경제혁신 요소기술 및 안전혁신 요소기술 개발을 통한 세계 최고 수준의 소형원자로 경제성과 안전성 목표 달성을 지향함.

나) 노형 개념

(1) 핵증기공급계통

- 우리나라가 개발한 대표적인 경수로형 소형원자로인 SMART는 안전성 향상을 위하여 일체형 원자로로 설계됨. 일체형 원자로는 기존의 분리형(loop type) 원자로와는 달리 증기발생기, 원자로냉각재펌프, 가압기 등 원자로 주요 기기가 원자로용기 내에 내장된 원자로로써 이들 주요 기기를 연결하는 대형 배관이 없으며 따라서 분리형 원자로의 주요한 설계기준사고인 대형냉각재상실사고(Large Break Loss of Coolant Accident, LBLOCA)를 근원적으로 배제하는 특성을 가지고 있음.

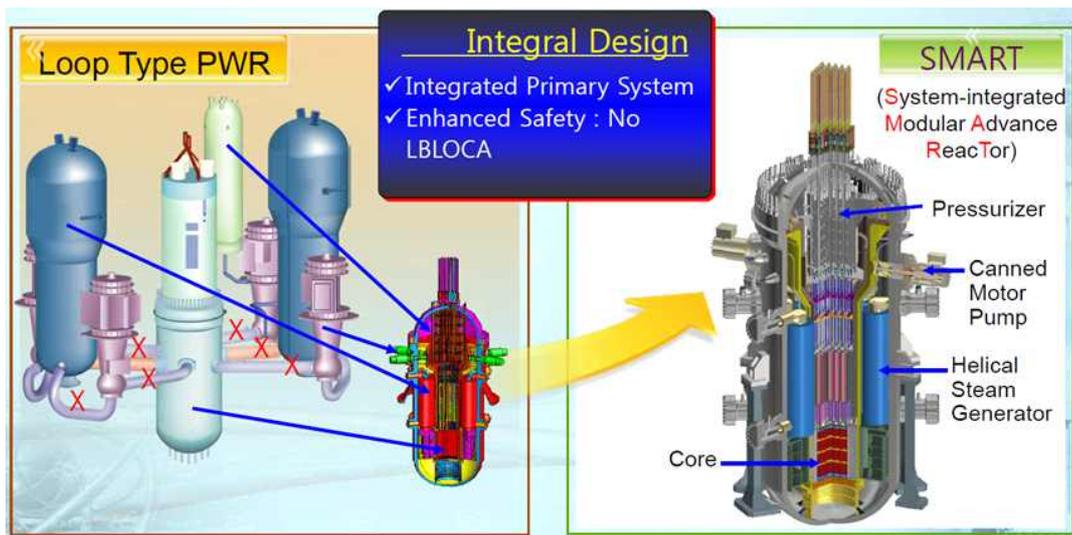


그림 3-1.1 일체형원자로

- 원자로냉각재계통(RCS)은 노심에서 생성된 열을 증기발생기를 통해 2 차측으로 전달해주는 기능을 수행하며, 원자로냉각재압력경계를 유지함. 원자로냉각재계통은 원자로냉각재 및 방사성 물질이 제어되지 않고 격납영역으로 방출되는 것을 방지하기 위한 방벽 역할을 수행함. 원자로냉각재계통은 노심, 8 대의 증기발생기(SG), 4 대의 원자로냉각재펌프(RCP), 가압기 공간을 포함하고 있는 원자로용기집합체와

관련 배관, 밸브, 계측기들로 구성되며 주요 기기가 원자로용기 내에 설치됨.

- 원자로용기 내부에 설치되는 원자로내부구조물은 노심지지배럴집합체(core support barrel assembly), 상부안내구조물집합체(upper guide structure assembly), 유동혼합헤더집합체(flow mixing header assembly, FMHA), 노내핵 계측기 지지구조물집합체(ICI support structure assembly) 그리고 유동분배통(flow skirt) 등으로 구성됨.
- SMART 핵증기공급계통은 원자로냉각재계통과 피동안전주입계통, 피동잔열제거계통, 안전감압계통, 화학 및 체적제어계통 등으로 이루어져 있음.
- 피동안전주입계통은 4개의 독립 계열로 구성되어 있으며 소형냉각재상실사고 (Small Break Loss of Coolant Accident, SBLOCA) 등의 경우에 노심의 안전성 확보를 위해 냉각수 주입을 통한 노심냉각 기능을 수행함.
- 피동잔열제거계통 또한 4개의 독립 계열로 구성되어 있으며 급수공급 중단사고, 전원공급 상실사고 등의 경우에 원자로 노심붕괴열을 제거하는 기능을 수행함.
- 화학 및 체적제어계통은 1개의 계열로 구성되어 있으며 충전 및 유출에 의한 가압기 수위제어를 통해 원자로냉각재의 재고량을 제어하고 화학제 첨가를 통해 원자로냉각재계통의 부식을 제어함. 또한 붕소 농도를 제어하여 반응도 제어기능을 수행함.
- 정지냉각기능은 원자로정지 후 원자로냉각재계통의 온도와 압력이 감소하였을 때 원자로냉각재계통으로부터 열을 제거하여 기기냉각수계통으로 전달시키는 비안전관련 기능임.

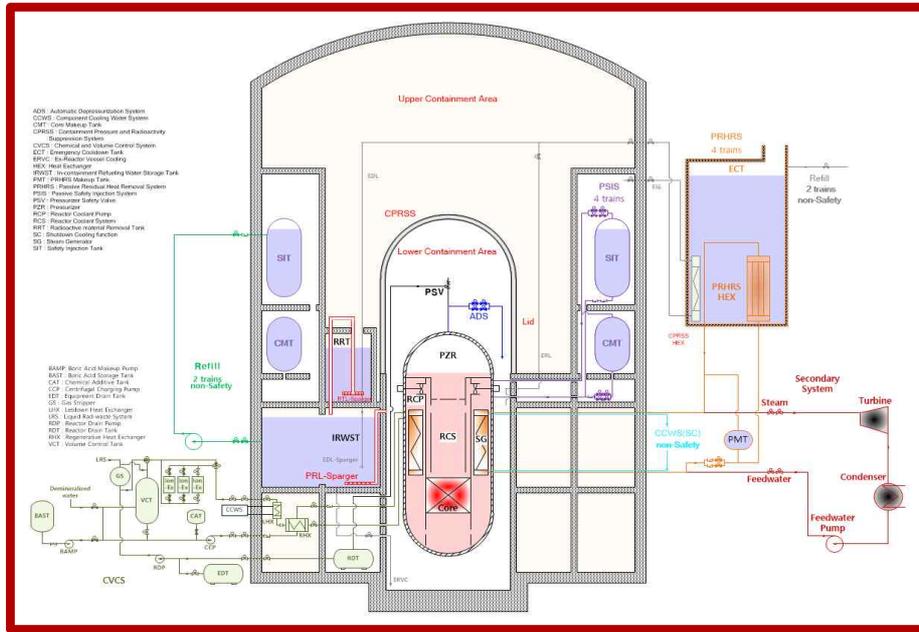


그림 3-1.2 일체형 소형원자로 피동안전계통

(2) 핵연료

- 핵연료계통은 제어된 핵분열반응에 의해 열을 발생시키고 발생된 열을 원자로냉각재에 전달함. 핵연료계통은 제어봉집합체(CRA)들과 원자로용기 내에 배치된 핵연료집합체로 이루어져 있으며 핵연료의 핵분열반응에 의해 발생하는 방사성 물질의 유출에 대한 방호벽을 제공하고 사고시 원자로 노심의 반응도가 임계치 이하가 되도록 하는 수단을 제공하는 안전관련 기능을 제공함. 핵연료집합체, 핵연료 부품(연료봉 및 가연성 독물질봉 포함), 그리고 제어봉집합체의 재료는 원자로 환경과 양립하며 설계수명동안 연료봉의 알려진 손상 기구에 의해 정상운전 및 예상운전과도(AOO)에서 연료봉 손상이 발생되지 않는 것으로 예측됨. 핵연료의 설계수명 동안 허용핵연료설계제한치(SAFDL)들은 정상운전 및 예상운전과도에서 초과되지 않는 것으로 예측됨.
- 제어봉구동장치는 자석 잭(magnetic jack) 형식의 구동기구로서 노심 내부로 제어봉집합체를 인출, 삽입하거나 특정위치에 유지시키는 기능을 수행하며 주요 안전관련 기능은 제어봉구동장치로의 전원이 차단되면 제어봉집합체가 낙하할 수 있도록 잠금 상태를 풀어주는 것임. 25 개의 제어봉구동장치가 설치됨.

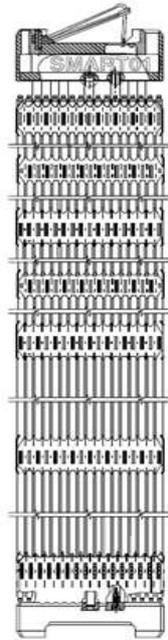


그림 3-1.3 경수로형 소형원자로 핵연료

(3) 종합설계

- 원자로 격납 및 보조건물은 안전관련 기기를 수용, 보호, 지지하며, 기기 및 작업자의 출입에 필요한 공간 제공, 운전하중하에서 계통 및 구성요소들에 대한 지지 및 방사선 차폐, 설계기준 내외부 사건에 의한 하중을 지지할 수 있는 구조물, 안전관련 기기설치 구역간의 물리적 격리, 방사성물질 누출의 방지 및 최소화를 위한 차폐방벽을 제공하도록 설계됨.
- 원자로격납 및 보조건물의 격납영역은 직사각형 벽체와 아치 형태의 지붕을 갖는 철근콘크리트 구조물로서 내측면은 강재 라이너플레이트로 피복되며 보조영역과 연결된 철근콘크리트 기초슬래브에 의하여 지지됨. 원자로격납 및 보조건물의 격납영역과 주변 구조물은 관통부 및 지지구조물들을 포함하여 모두 구조적으로 연결되어 있으며 원자로격납 및 보조건물의 격납영역은 설계기준 누설률을 초과하지 않도록 설계되고, 설계기준사고와 관련된 압력 및 온도에서 건전성을 유지될 수 있도록 설계함.
- 복합건물은 양호기 원자로격납 및 보조건물 사이에 위치하는 비안전관련 철근 콘크리트 건물로서 기체, 액체 및 고체방사성폐기물을 처리하는 계통 및 기기를 수용하고, 방사성폐기물 용기의 설치공간을 제공함.

- 원자로건물압력및방사능저감계통(CPRSS)은 소형냉각재상실사고 또는 주증기관파단 사고 등의 설계기준사고시 하부격납영역과 상부격납영역의 압력차로 형성되는 유동에 의해 하부격납영역의 열에너지 및 핵분열생성물을 제거함. 원자로건물내재장전수탱크를 통해 사고 초기 원자로냉각재계통 또는 2차계통 파단부로부터 하부격납영역 대기로 방출된 대용량의 에너지를 흡수하고, 열제거계통을 통해 하부격납영역 내 열에너지를 원자로격납영역 외부로 제거함. 그리고 방사성물질제거탱크를 통해 원자로격납영역 내 핵분열생성물을 포집함.
- 가연성기체제어계통은 격납영역수소제어계통이며, 격납영역수소제어계통은 중대사고시 격납영역 내 수소 폭발을 방지하기 위해 격납영역 내 수소농도를 제한함.

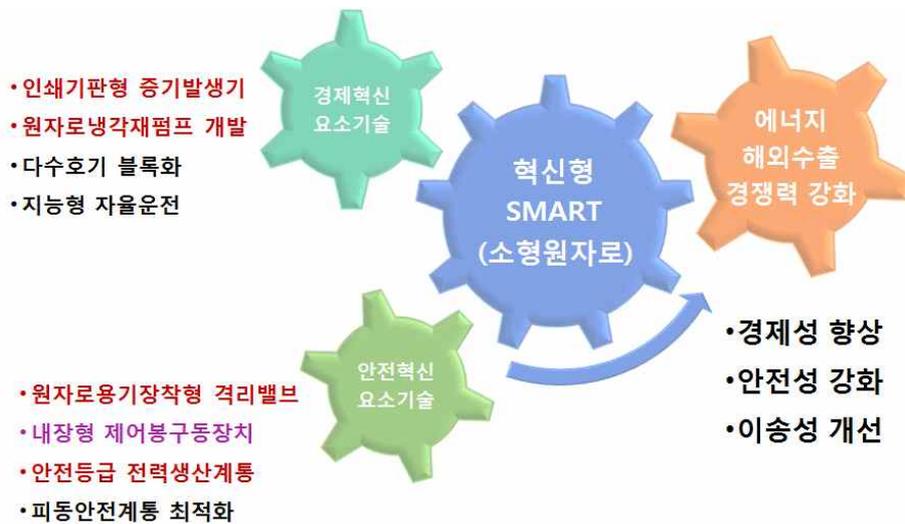


그림 3-1.4 혁신형 소형원자로 개발 방향



그림 3-1.5 용량 증가 및 체적 경량화

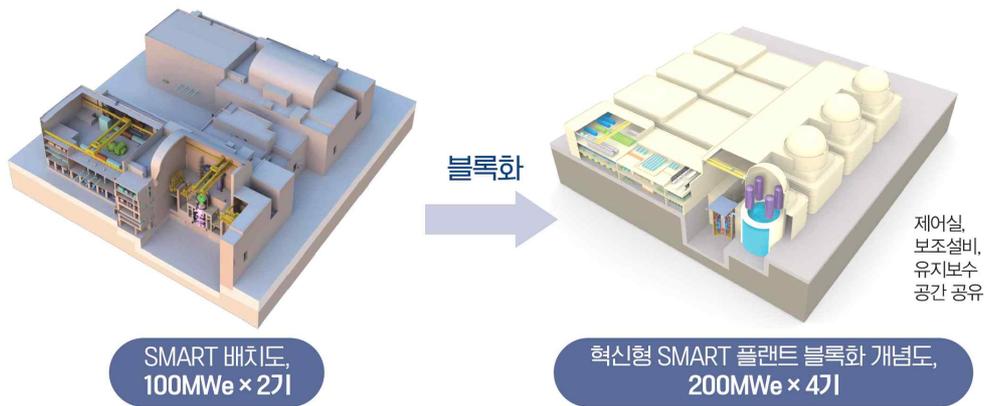


SMART, 100MWe, 해상운송 용이,
육상운송 난점



혁신형 SMART, 200MWe,
육상 및 해상 운송 모두 용이

그림 3-1.6 소형원자로 모듈화 기술



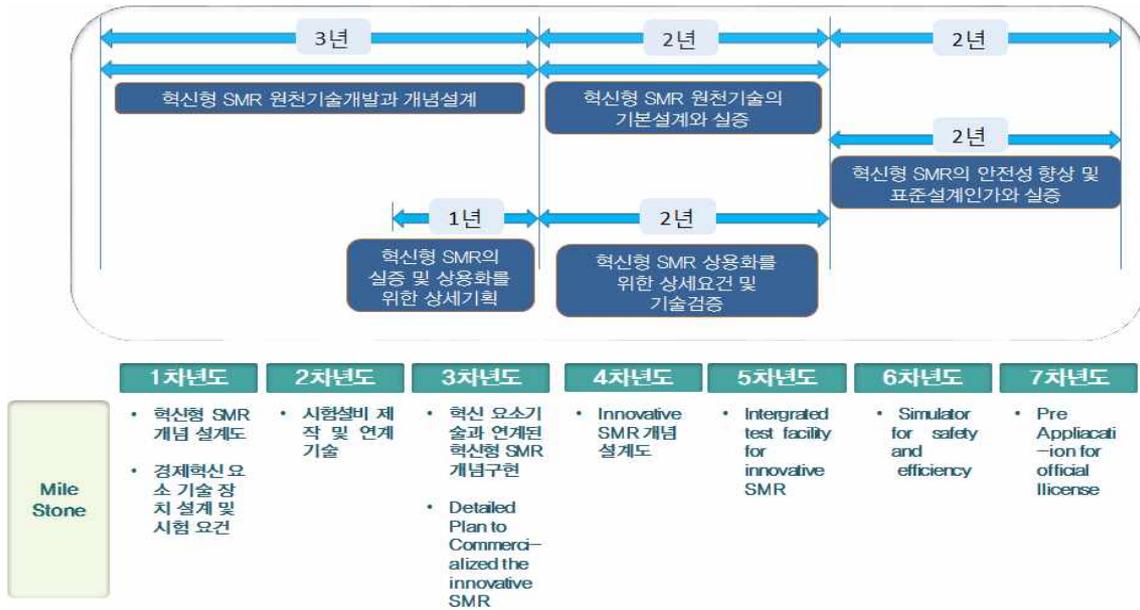
SMART 배치도,
100MWe × 2기

혁신형 SMART 플랜트 블록화 개념도,
200MWe × 4기

제어실,
보조설비,
유지보수
공간 공유

그림 3-1.7 소형원자로 블록화 기술

<참고: SMART 기술기반 일체형 소형원자로 기술개발 로드맵>



연구내용	1차년도	2차년도	3차년도	4차년도	5차년도
경제 혁신요소기술 개발	경제 혁신요소기술 검토/선정 및 개발/검증 및 원자로 연계기술 개발			경제 혁신요소기술 검증/종합평가	
	인쇄기판형 증기발생기 개발 접목	유로형상 설계, 재료특성 검토, 시험 요건 개발 및 장치 설계	인쇄기판형 증기발생기 개발/검증, 감시유로 개발, 시험장치 제작 및 시험, 운전/세정 방법 개발, 연계기술 개발	인쇄기판형 증기발생기 연계기술 검증/종합평가, 장기성능 시험, 운전/세정 방법 평가 및 보완	
	원자로냉각재펌프 개발	펌프 형식 검토 및 선정 개발 요건 수립	원자로냉각재펌프 개발/검증/기본설계, 관성시험, 축/베어링 설계 개발, 수축설계 개발, 연계 개발	원자로냉각재펌프 개발 검증 및 시스템 평가, 구조안전성, 회전속 안전성, 수축 및 관성시험 개발 검증	
	다수호기 불록화 개념 개발		다수호기 불록화 개발 검토/설계, 원자로건물/보조건물/터빈건물 배지 개발 검토, 연계기술 개발	다수호기 불록화 연계기술 검증/종합평가, 원자로건물/보조건물/터빈건물 배지 개발 개발	
	지능형 자율운전 기술 개발		지능형 자율운전 개발 검토/설계, 지능형 자율운전 설계 및 연계기술 개발	지능형 자율운전 연계기술 검증/종합평가, 지능형 자율운전 수량논리 구축	
안전 혁신요소기술 개발	안전 혁신요소기술 검토/선정 및 개발/검증 및 원자로 연계기술 개발			안전 혁신요소기술 검증/종합평가	
	용기 장착형 격리밸브 개발	벌브 개발대상 선정, 시험 요건 개발 및 장치 설계	용기 장착형 격리밸브 기술 개발/검증, 시험장치 구축 및 검증시험 수행, 연계기술 개발	용기 장착형 격리밸브 연계기술 검증/종합평가	
	혁신 안전등급 전력생산계통 개발	안전등급 전력생산계통 적용가능 기술 및 개념 검토	안전등급 전력생산계통 개발/검정/평가, 연계기술 개발	안전등급 전력생산계통 연계기술 검증/종합평가	
	피동안전계통 최적화		피동안전계통 최적화 요건선정/설계/검증, 배관/기기/계측/제어/벌브/배지 개발 설계, 연계기술 개발	피동안전계통 연계기술 검증/종합평가	
내장형 제어봉 구동장치 개발 접목		정밀 구동부/위치지시기 요건선정/개발/검정/평가, 원자로 관통부 밀봉 기술 개발, 연계기술 개발	내장형 제어봉구동장치 핵심요소 기능검증/평가, 정밀 구동부/위치지시기 및 관통부 밀봉 평가		
혁신요소기술 통합 혁신형 SMART (시스템) 개념설계	시스템 개념 도출		시스템 개념 검토/구현 및 혁신요소기술 연계		요소기술 통합 원자로 개념설계/평가
	시스템 개념설계	시스템 개발 및 요소기술 도출	요소기술 개연사항 도출, 시스템 개발 검토/구현		시스템 개념설계 개정/평가
	안전성 평가	평가 방법론 확립	평가 방법론 확립, 해석모델 개발 및 코드 개선		예비 안전성 평가, 평가 방법론 및 코드 개정, 안전성 평가 수행
검증시험	검증시험 방법론 확립	검증시험 (핵심 기술) 장치 검토/구현		검증시험 수행, 검증시험 평가	

나. 블록형 소형원자로 (한전기술 BANDI-60S)

BANDI-60S는 2010년대 중반부터 해양부유식 원전에 탑재하기 위한 소형원자로로서 한전기술을 주축으로 개발돼오고 있음, 대규모 전력시장보다 원격지나 도서 지역의 분산전원, 난방열, 해수담수화 등 틈새시장을 목표로 삼았음. 시장 진입 시기를 앞당기기 위해 입증된 상용 가압경수로 기술을 근간으로 안전성을 높이기 위해 무봉산노심, 내장형제어봉구동장치, 블록형 설계 개념 등 진보된 기술을 도입하고 있는 노형임.

가) 노형 개요

- 대규모 중앙집중식 전력망 외에, 섬, 원격 해안소도시, 자원탐사기지, 해양플랜트 등의 분산전원, 난방 및 공정열, 해수 담수화 등 소형원자로가 적합한 다양한 분야의 특수시장을 사업 목표로 설정
- 주요 차별화 기술
 - 블록형(block-type) 계통 구성
 - 무봉산 노심 설계
 - 원자로내장형제어봉구동장치(In-Vessel CEDM)
 - 상부탑재형 노내계측기 (Top-Mounted ICI)
 - 해양부유체 탑재 설계요건 반영
 - 원자력-재생에너지 하이브리드 시스템 적용성 강화, 등

나) 설계 특성

- 주요 설계 특성과 원자로계통 구성은 아래와 같음.

표 3-1.1. BANDI-60S 주요 설계 특성

설계 인자	특성, 값
노형	블록형 가압경수로
열출력/ 전기출력 (MW)	200 / 60
설계수명 (년)	60
핵연료 타입/ 재료/ 농축도(%)	17x17 봉형/ UO ₂ / 4.95
핵연료집합체수	52
선출력 밀도 (평균, kW/m)	6.65
핵연료 연소도 (평균, GWd/ton)	35
반응도 제어	무붕산/ 제어봉/ 이차정지계통
제어봉구동장치	원자로용기내장형 자석잭 형
재장전 주기 (년)	4~5
원자로계통 운전압력 (MPa)	15.0
원자로 입구/출구 온도(°C)	290/ 325
원자로용기 높이/직경 (m)	11.2/ 2.8
가압기	원자로용기 상부 일체형/ 증기/ 전열기, 살수
냉각재펌프	캔드모터 펌프 2대
증기발생기	U-튜브 재순환형/ 포화증기
증기압 (MPa)	6.0
안전주입계통	피동형
잔열제거계통	피동형

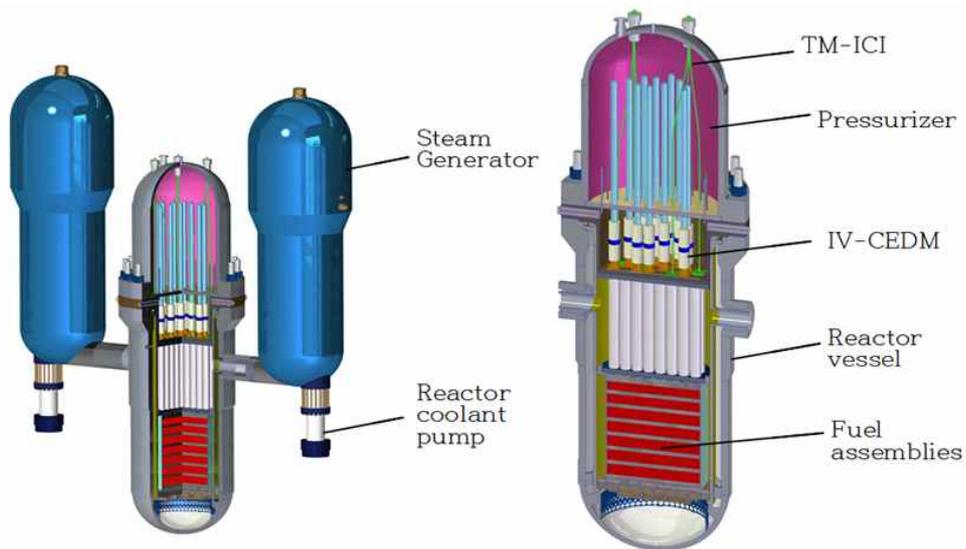


그림 3-1.8 BANDI-60S 원자로 및 원자로냉각재계통 구성도

- 원자로와 증기발생기 연결은 대형 배관을 없애고 노즐-노즐 직접 연결. 이런 설계 개념은 일체형에 비해 주기기의 가동중 검사와 유지보수에 유리하고, 원자로 및 증기발생기의 용량과 크기를 시장의 요구에 따라 좀 더 유연하게 조절할 수 있음. 그리고 분리된 각 기기의 설계 특성은 기존 상용원전과 유사하므로, 입증된 설계, 제

- 작 기술을 최대한 활용할 수 있음. 노즐-노즐 직접 연결 방식은 압력용기에 적용하는 ASME BPVC Sec.III, Class 1 NB-3300의 기준을 따라 설계, 제작되면 대형 파단 사고가 면제되므로, 일체형 원자로와 동일하게 대형배관파단사고를 설계기준 사고에서 배제할 수 있음.
- BANDI-60S는 원자로용기 상부 영역에 내장형제어봉구동장치(In-Vessel CEDM)를 설치하는 개념을 채택하였음. 소형원자로, 특히 무봉산 소형원자로는 각 제어봉의 반응도가 기존 상용원자로에 비해 매우 크기 때문에, 제어봉이탈사고의 영향이 매우 치명적일 수 있음. 따라서 앞선 소형원자로는 제어봉구동장치를 원자로압력경계안에 설치하여 이 사고 가능성을 완전히 배제하려고 노력하고 있음. 이 기술은 원자로 압력경계내의 고온, 고압, 고방사능 환경에서 CEDM의 건전성과 성능을 보장해야하는 매우 어려운 문제를 극복해야함.
 - 증기발생기는 상용원전의 오랜 설계와 운전을 통해 많은 시행착오를 거쳐 진화하여 안전성과 성능이 검증된 U-튜브형 증기발생기를 기본 사양으로 채택하였으며, 판형열교환기 기반의 소형 고성능 증기발생기의 적용 연구가 진행 중임.
 - 가압기는 원자로용기 상부 공간을 활용하여 일체형으로 설계하였음. 전열기와 살수를 이용해 압력을 조절하지만, 기존 상용 원전에 비해 체적이 상대적으로 매우 크므로 운전 중 예상되는 과도 조건을 좀 더 여유 있게 수용할 수 있음.
 - 원자로냉각재펌프는 회전축을 통한 누설 가능성이 없는 캔드모터(canned motor)를 사용하고, 증기발생기 하단부에 일체형으로 부착됨.
 - 해양 원자로는 유사시 바닷물 유입에 따른 붕산희석 사고를 방지하기 위해 무봉산 노심설계가 기본 요건임. 노심 반응도 제어에 붕산을 사용하지 않으므로, 원자로냉각재의 재료 부식성과 액체방사성폐기물 발생량을 대폭 줄여 안전성이 향상시키고, 화학체적제어계통을 대폭 단순화할 수 있음.
 - 무봉산, 장주기 노심설계를 구현하려면 제어봉과 가연성 독물질이 상대적으로 많이 필요하여, 52개의 핵연료집합체 모든 위치가 빈틈없이 여러 용도로 활용됨. 26개에는 반응도 조절봉과 안전정지봉이, 14개에는 이차정지계통이, 12개에는 ICI가 배치됨. 재장전주기는 전출력(full power) 운전하면 4년을 약간 상회하며, 부하추종운전을 적극적으로 수행하면 5년 정도까지 연장 가능할 것임. 무봉산 운전엔 필요한 기초 부식 실험, 새로운 수화학 조절 전략 수립, 10CFR50 GDC 요건 26과 27에 부합하기 위한 이차정지계통에 대한 기본 연구가 수행되었음.

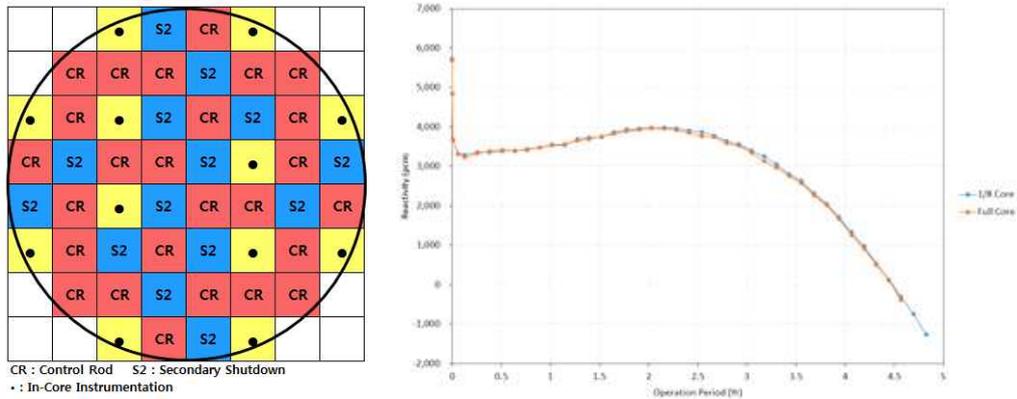


그림 3-1.9. 노심 배치와 시간에 따른 반응도 변화

- 안전계통은 중력, 자연순환 등 자연력을 이용한 피동설계가 기본 개념이며, 피동안전주입계통, 피동잔열제거계통, 피동원자로격납용기냉각계통으로 구성됨.
- 피동안전주입계통은 노심보충탱크(CMT), 비상노심냉각탱크(ECCT), 자동감압계통(ADS)으로 구성됨. 대형연결배관이 없어 대형냉각재상실사고를 설계기준사고로 고려할 필요가 없으므로, 기체 가압된 안전주입탱크(SIT)는 채택하지 않았음.
- 증기발생기 2차측 피동잔열제거계통(PRHR)으로 원자로 잔열이 제거됨. 피동잔열제거 열교환기는 원자로격납용기 외부의 비상냉각탱크(Emergency Cooling Tank, ECT) 냉각수 속에 잠겨 있으며, 잔열로 발생한 증기를 응축시켜 증기발생기로 되돌려보냄. ECT는 외부 냉각수 보충 없이 최소 72시간 동안 원자로의 안전정지 상태를 유지할 수 있음. ECT는 금속 원자로격납용기 위벽을 둘러싸고 있어, 원자로격납용기 냉각 기능도 수행함.

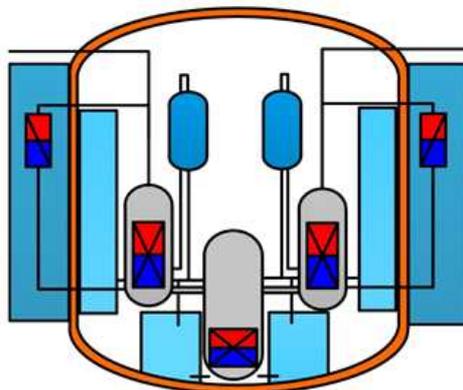


그림 3-1.10. BANDI-60S 피동안전계통 개념도

- BANDI-60S는 바지선과 같은 해양부유체에 탑재되므로, 원자로격납용기, 재장전설비 및 주제어실 등 설계에 제한된 공간 요건이 적용됨. 국제해사기구(International Maritime Organization, IMO) 기준에 따라 정상운전 및 사고 시 선체 요동 및 경사 조건 등이 설계에 반영되며, 외부 환경으로의 방사성물질, 화학물질 배출도 매우 엄격하게 제한됨.

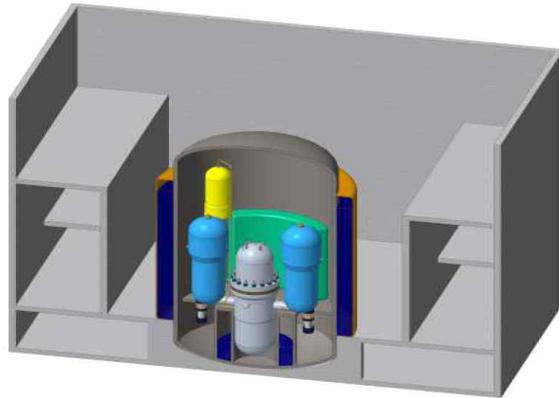


그림 3-1.11. 선박 내 원자로격납용기와 구조물 배치

- BANDI-60S는 이외에도 신형 핵연료, 더욱 신뢰성 있고 단순한 계측제어시스템, 자동부하추종운전, 자율운전 등 새로운 기술 적용 방안을 연구하고 있으며, 조선해양산업과의 협업과 원자력-재생에너지 하이브리드 시스템 구축을 위한 노력도 진행 중임.

다. 핵심 요소 기술 정의

- 소형원전 혁신기술 개발을 통한 세계 최고 수준의 기술 경쟁력 확보하기 위해서는 다음과 같은 목표를 설정할 수 있음.
 - 경제성 : 타 SMR 대비 우월한 경제성 확보
 - 안전성 : 세계 최고 수준의 안전성 달성 ($CDF < 10^{-7}$) 달성
 - 이송성 : 기존 도로망 확충 없이 내륙 수송이 가능한 설계
 - 출력 : 주기기 소형화와 함께 최적화 도모
 - 건설공기 : 소형화, 모듈화, 블록화를 통한 건설공기 단축
 - 부지 자유도 : 강화된 포괄부지 특성을 반영으로 자유도 증대

- 지능형 자율운전 : 자율운전 강화로 안전성 향상 및 운전원수 감소
- 재장전주기 : 재장전주기 증대를 통한 가동율 증대
- 신재생 연계 : 하이브리드 운전 (부하추종, 담수, 수소생산, ESS 등 고려)
- 융복합기술 : sCO₂, ATF 등 향후 개발기술 융합 또는 설계 유연성 확보

※ 소형원자로의 모듈화/소형화/단순화, 내륙 이송성 향상, 공장제작·현장조립, 유지보수/운전 편의성 향상, 안전성 향상, 신재생에너지 연계기술 확보 등

○ 위의 목표를 달성하기 위해서는 원자력발전소를 구성하는 핵연료, 원자로계통, 안전계통, 동력변환계통을 위한 혁신형 기술 개발이 요구됨. 분야별 주요 혁신기술을 나열하면 다음과 같음.

① 핵연료

- 정상운전시 성능이 향상되거나 유지되면서 사고시 냉각기능 상실에 따른 가혹한 환경을 상당기간 견딜 수 있는 사고저항성핵연료(ATF) 개발을 통해 안전성을 획기적으로 향상. 단기적으로는 사고저항성핵연료(ATF) 수용성 확보. 사고저항성핵연료(ATF) 개발 일정에 따라 단계적으로 적용할 예정임.

② 원자로계통

- 인쇄기판형증기발생기 접목 고효율 증기발생기 접목기술을 개발해 원자로용기 크기를 감소시켜 원자로용기 이송을 용이하게 하고 출력 용량을 격상시켜 경제성을 향상시킴.
- 원자로냉각재펌프 개발 접목 다양한 펌프 개념을 검토하여 최적 RCP를 선정하여 개발하고 용량격상에 따라 증가되는 RCS 유량 및 수두를 수용함.
- 내장형제어봉구동장치 접목: (옵션) 원자로상부구조 단순화, 제어봉이탈사고의 근원적 방지 등의 효과가 있음 일체형 원자로 내에 설치할 수 있도록 정밀구동부와 위치지시기 또는 채널을 개발 접목함. 개발기술은 안전성 경제성 인허가요건 등을 종합 검토하여 단계적으로 적용할 예정임.

③ 안전계통

- 피동안전계통 최적화: 용량격상에 따라 피동안전계통의 용량 증대가 요구됨. 용기장착 격리밸브 등의 개발과 병행하여 출력 증대에 따른 단순 용량증가가 아닌 피동안전계통의 설계 단순화 및 소형화를 통해 피동안전계통 용량 증대를 최소화함.
- 혁신안전등급 전력생산계통 개발 접목: 열전발전, 스텔링엔진, sCO₂ 발전, 소형터빈발전 등 안전등급 전력생산 대상 기술을 검토, 선정, 개발하여 사고시 잔열제거와 전력생산 동시에 진행할 수 있는 계통을 갖추으로써 원전의 안전성을 강화하고 관련 안전설비의 최적화에 활용함. 개발기술은 안전성, 경제성, 인허가요건 등을 종합 검토하여 단계적으로 적용할 예정임.

- 원자로용기 장착형 격리밸브: 원자로용기 노즐과 일체로 장착되는 격리밸브, 역류방지밸브, 과류방지밸브 등을 검토, 선정, 개발하여 해당배관의 파단 시 밸브를 격리함으로써 사고완화를 용이하게 함. 내장형제어봉구동장치와 함께 개발되는 경우 LOCA를 조기 종료함으로써 사고저항성을 증진시키고 안전주입계통 설계를 최소화할 수 있음.

④ 동력변환계통

- 다수호기블록화 개념 개발: 다수호기 사이의 배치 및 공유 개념 개발을 통하여 경제성을 향상시킴.
- 지능형 자율운전기술 개발: 지능형 자율운전 기술을 개발하여 운전절차 간소화 인적오류감소 운전원수 감소 등을 통해 안전성 및 경제성을 향상시킴.



그림 3-1.10 다수호기 블록화 개념 예시: 4호기 블록화

○ 혁신형 미래소형원자로 개념설계 및 검증

- 다양한 시장요구에 적극 대응하기 위해서 용량 다양화(50, 100, 200 MWe급 이상), 내륙건설 용이성과 경제성 향상 등을 통한 SMR의 수출 경쟁력 강화
- 혁신요소기술개발 접목하여 SMR의 용량 격상과 경제성 향상
- 연구개발 수행 내용
 - 요소기술 통합 혁신형 미래소형원자로 개념 설계
 - 혁신형 미래소형원자로 평가 방법론 확립 및 안전성 평가
 - 혁신형 미래소형원자로 개념 검증

라. 기술개발 전략

(1) 주요 혁신 기술 개발 또는 적용 방안

혁신 기술	개발 방향
<ul style="list-style-type: none"> • 사고저항성핵연료 	<ul style="list-style-type: none"> - 현재 국내에서 개발 중인 ATF 기술 접목 - 원자로시스템 개발 일정과 조율 필요 ※ ATF 성능요건 및 사항 조기 결정 필요
<ul style="list-style-type: none"> • 인쇄기판형증기발생기 	<ul style="list-style-type: none"> - 증기발생기 성능 확인을 위한 기초적인 시험 완료 (원자력(연)) - SMR 적용을 위한 추가적인 기술 개발 및 검증 필요 ※ 유지/보수 및 인허가 방안 도출 필요
<ul style="list-style-type: none"> • 원자로냉각재펌프 	<ul style="list-style-type: none"> - 다양한 구동방식 고려 - 일체형원자로 설치요건을 만족시키는 기기 성능 최적화 기술 개발
<ul style="list-style-type: none"> • 내장형제어봉구동장치 	<ul style="list-style-type: none"> - 기존에 산업체(한기)에서 기본설계 및 성능확인 완료 - 일체형원자로 적용을 위한 설계최적화 및 핵심 기능검증 필요
<ul style="list-style-type: none"> • 피동안전계통 최적화 	<ul style="list-style-type: none"> - 재충수 또는 외부 지원 없이 장기간 동작 가능한 피동계통 개발 - 기존 특허 기술 활용 및 검증 설비 구축 필요
<ul style="list-style-type: none"> • 혁신안전등급 전력생산계통 	<ul style="list-style-type: none"> - 안전등급 전력생산 계통 개발 - 기존 특허 기술 활용 및 검증 설비 구축 필요
<ul style="list-style-type: none"> • 지능형 자율운전기술 개발 	<ul style="list-style-type: none"> - 기존 스마트 센서, 자동운전기술, 빅데이터 및 인공지능 등 기존 기술 적용
<ul style="list-style-type: none"> • 다수호기블록화 	<ul style="list-style-type: none"> - 기존 특허 기술 활용 - 산업체(한기, 한수원) 공동연구 추진 - 필요할 경우 해외 자문 활용

(2) 혁신형 미래소형원자로 개념설계 및 검증

○ 혁신형 원자로의 원자로용기 형태는 원자로건물, 보조계통 및 보조건물 등에 영향을 주어 원전의 초기 투자비에 매우 큰 영향을 미치는 혁신형 시스템의 핵심 요소임. 따라서 SMR의 경제성, 이송성, 유지보수성을 향상시키기 위해서는 증기발생기 개발과 병행해서 최우선적으로 개발되어야 하는 요소 기술임. 향후 표준설계 또는 기본설계의 원활한 진행을 위해서는 원자로용기 형태뿐만 아니라 이차계통, 안전계통 및 보조계통의 기본개념을 고려한 원전시스템에 대한 개념설계가 요구됨.

○ 과거 일체형 원자로의 한계

- 한국원자력연구원에서 개발한 일체형 원자로 SMART는 개발 당시, 새로운 혁신적인 요소기술의 개발에는 중장기 개발기간 및 예산이 소요되므로, 현존 인허가 요건, 국내 설계 능력과 제작성을 고려하여 개발되었음. 이후, 새로운 혁신적인 요소기술의 도출, 설계 기술의 비약적 발전과 해석 기술의 진보는 보다 개선된 원자로의 개발을 요구하고 있음. 또한 소형원전 건설을 요구하는 시장이 해안 이외에 내륙으로도 확대되고 있는 상황임. 이러한 시장 요구를 충족하기 위해서는 기존 SMART가 가지고 있는 운송 및 출력에 대한 고민을 해결하여 SMR 시장의 다양한 요구에 부응할 수 있는 차세대 원전의 개발 필요성이 있음.
- SMART 원자로는 증기발생기, 가압기 및 원자로냉각재펌프가 원자로압력용기 내부에 배치됨. 검증된 원통다관(shell-and-tube)형 증기발생기를 채택하여 그 크기가 크므로 원자로압력용기와 함께 내부구조물의 지름 및 길이가 커지고 길게 제작되어 내륙 이송성에서 불리함. 이러한 설계 특성은 필연적으로 원자로 노심이 깊어 연료재장전 시 작업공정이 복잡해지며, 원자로의 유지보수 절차에 많은 시간을 소비하게 함. 또한 큰 주요기기 및 원자로압력용기를 내륙으로 이송할 때 많은 이송 비용이 소요될 것으로 예상되어, 현 SMART는 해안가 또는 해안과 가까운 내륙으로 시장이 제한되고 있음.

○ 내륙 이송 및 시장 요구에 부합하는 혁신형 원자로 형상의 필요성

- SMART와 유사한 소형모듈형원자로를 내륙지방에 건설하고자 하는 요구가 증가하고 있으므로 이송이 용이한 형식으로 원자로집합체를 시급하게 개선할 필요가 있음.
- 혁신형 원자로 개념과 다수호기 블록화 개념을 함께 융합하여, 공유 가능한 설비들을 다수호기가 공유하도록 통합 구성함으로써 경제적 비용을 크게 절감시킬 수 있음.

- 또한 현 SMART와 혁신형 소형원자로가 함께 소형원전 시장 고객의 수요에 따라 필요로 하는 출력을 다양하게 제공함으로써 SMR 시장을 석권할 수 있는 기반 마련이 필요함.
- 증기발생기 소형화와 같은 혁신요소기술을 개발 접목하여 출력을 더 증대시키는 경우, 대형원전 및 타 발전원과의 가격 경쟁력을 향상시켜 고객의 경제성 요구에도 부합시킬 수 있음.

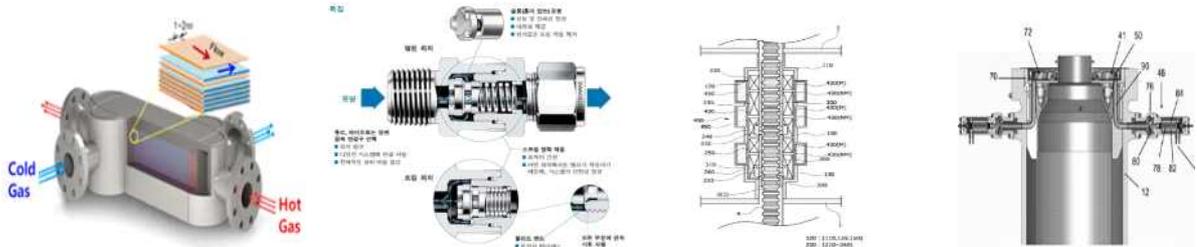


그림 3-1.10 인쇄기판형증기발생기

원자로용기장착격리밸브

내장형제어봉구동장치

원자로냉각재펌프 예시

(3) 인쇄기판형증기발생기 접목

○ 소형 원자로 구현을 위한 필수 요소기술

- SMART는 관류형 증기발생기와 같은 주요기기에 맞추어 최적화되었기 때문에 원자로용기 크기가 크고, 내륙 이송 시 비용이 많이 소요된다는 단점이 있음. 또한 원자로용기의 크기로 인해 출력 증대 한계에 봉착해 있음. 이러한 한계를 극복하기 위해서는 증기발생기와 같은 핵심 요소기기들의 혁신적인 개선이 필요함.
- 인쇄기판형 증기발생기는 기존 드럼형 또는 관류형 증기발생기에 비해 단위체적당 열전달 면적이 매우 넓기 때문에 증기발생기의 열적 성능은 유지하면서 그 크기를 획기적으로 축소시킬 수 있음. 따라서 인쇄기판형 증기발생기의 도입으로 축소된 공간만큼 원자로용기, 원자로건물, 부속건물 또한 축소되므로 내륙 이송 능력이 향상되고, 출력 증대를 통해 경제성을 한 단계 도약시킬 수 있음.



그림 3-1.11 인쇄기판형 열교환기 예시

○ 모듈형 또는 분리 용기형 원자로 구현을 위한 필수 요소기술

- 본 연구의 혁신형 시스템 중 하나인 모듈형 원자로는 증기발생기를 꺼내 일체형 원자로 밖에 설치하고 강화노즐로 연결한 형태를 말함. 그러나 SMART에서 채택하고 있는 관류형 증기발생기는 크기가 너무 크고 관의 쉘측으로 원자로냉각재가 흐르기 때문에 별도의 압력용기가 필요하여 원자로 밖에 설치하기가 용이하지 않음. 따라서 모듈형 또는 분리 용기형으로 구성하기 용이한 특화된 증기발생기의 개발이 필요함.
- 반면 인쇄기판형 증기발생기는 크기가 충분히 작고 증기발생기 자체의 구조로 원자로냉각재의 압력경계를 형성하기 때문에 모듈화에 용이함. 따라서 인쇄기판형 증기발생기의 도입을 통해 모듈형 또는 분리 용기형 원자로와 같이 다양한 원자로 형태를 개발할 수 있으며, 동일 원자로 크기 대비 더 높은 출력을 기대할 수 있음.

○ 인쇄기판형 증기발생기 개발에 대한 선두주자로서의 역할 필요

- 인쇄기판형 열교환기의 국내.외 기술동향에서 알 수 있듯이, 인쇄기판형 열교환기를 실제적으로 증기발생기로 적용한 사례가 전세계적으로 전무함. 따라서 본 연구를 통해 인쇄기판형 증기발생기의 설계/제작/운전 기술을 확보 및 검증해야만 본 연구에서 궁극적으로 추구하는 소형 및 모듈형 시스템의 구현이 가능함.
- 인쇄기판형 증기발생기는 혁신형 소형원자로의 경제성을 비약적으로 도약시킬 수 있는 요소기술이며, 혁신형 시스템의 전반에 영향을 크게 미치는 요소기술로서 최우선적으로 개발되어야 함.

(4) 원자로냉각재펌프 개발 접목

○ 출력 증가에 따른 원자로냉각재펌프 개발의 필요성

- SMR의 출력을 증대시키는 경우 원자로냉각재펌프 용량이 대폭 증가해, 혁신형 원자로 개발의 가장 큰 난점 중의 하나가 될 수 있어, 원자로 출력에 적합한 원자로냉각재펌프 개발이 필연적으로 수행되어야 함.
- 소형원전 시장에서의 기술적 우위 선점을 위해 원자로냉각재펌프의 성능 및 최적화 설계가 수행되어야 함. 현재 SMR 개발 국가들도 이러한 관점에서 설계를 수행 중임.
- 혁신형 SMR은 출력증대 및 원자로용기 형상 변화 등으로 인해 유로저항 및 유량이 증가할 수 있어 이에 적합한 혁신 원자로냉각재펌프의 개발이 요구됨. 따라서 형식 선정, 개념 설계, 기본 설계 순으로 혁신 SMR 원자로냉각재펌프의 개발이 필요함. 기존의 캔트모터펌프 이외에 혁신 원자로냉각재펌프에 적용 가능한 형식은 아래와 같이 조사됨.
- 모터구동형 펌프 : SMART, mPower, NuScale, CAREM & KLT-40S 등 각 SMR 개발 국가들은 원자로 고유 설계 특성을 고려하여 펌프의 존재 유무 및 성능을 고려한 설계 및 성능시험을 수행 중에 있음. 향후 혁신형 원자로와 다수 호기 블록화 개념을 기반으로 설계를 수행하는 큰 틀이 결정되면 원자로 출력에 적합한 원자로냉각재펌프 개발이 필연적으로 수행되어야 함.
- 터빈구동형 펌프 : 후쿠시마 원전 사고 이후, 다양성 등을 고려해 터빈구동형 보조급수펌프 등이 확대 적용되고 있으나, 대형 상용원전의 증기발생기는 포화 증기를 생산하는 특성상 터빈구동형 원자로냉각재펌프의 개발 시도는 없음. 또한 일체형 또는 모듈형 원자로에서도 터빈구동형 원자로냉각재펌프 개발을 착수한 사례가 없음. 이는 터빈구동형 원자로냉각재펌프 개념이 국내에서 제안되어 해외에 잘 알려지지 않았고, 터빈구동형 원자로냉각재펌프는 일체형원자로와 같이 증기발생기가 과열증기를 생산하는 경우에 적합하며, 개발에 장기간이 소요되며, 최근에 개발을 착수한 SMR이 적기 때문임.
- 외부순환형 펌프 : 외부순환형 펌프 개념은 미국 밥앤월콕스사(mPower)에서 미국에 특허 출원하였음. 한국원자력연구원에서 밥앤월콕스사의 외부순환형 펌프와 유사한 개념을 유사한 시기에 국내에 특허 출원 및 등록하였음. 두 특허는 개념상 유사성은 갖으나 미국, 한국 서로 다른 지연에 출원되어 있고, 상호 정보가 공개되지 않은 상태에서 출원되어 국내 특허 권리는 보호됨. 현재 미국 밥앤월콕스사의 mPower 개발이 잠정 중단된 상태이므로 외부순환형 펌프에 대한 개발이 착수되지 않음.
- 고효율 원자로 구현을 위해서는 상기의 원자로냉각재펌프에 대해 형식을 검토하여 최적의 펌프 형식을 선정하고 개발요건을 수립하여 관련기술의 개발이 필수

적으로 요구됨.

(5) 다수호기블록화 개념 개발

- 다수호기 블록화 개념의 이점은 다수호기의 보안을 공동 관리함으로써 보안 등 운용비용의 절감과 공유가능 설비의 다수호기 공유 등을 통한 초기 투자비 절감임. 이러한 비용 절감을 통해 SMR의 경제성을 한 단계 더 올릴 수 있음.
- 미국 및 중국 등에서 도전적인 다수호기 블록화 개념을 적용하여 개발되고 있고, NuScale의 경우 설계인증(DC)을 신청해 미국 SMR 인허가 요건의 변경이 예상됨. 그러나 국내에서는 인허가 시현성의 문제로 다수호기 블록화 개념에 대한 투자가 미흡함. 향후 미국 및 중국 SMR 등과의 가격 경쟁력을 유지하기 위해서는 다수호기 블록화 개념 개발 및 적용이 시급함.

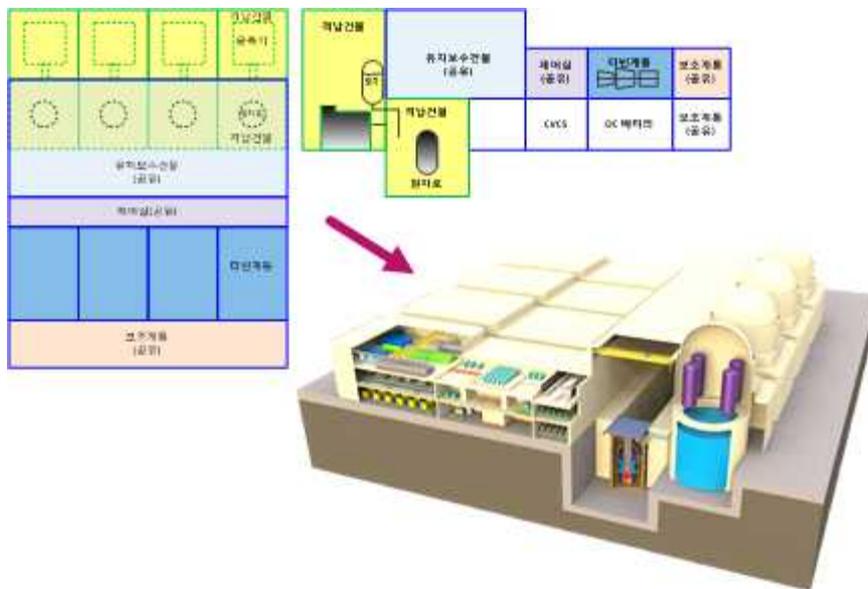


그림 3-1.12 다수호기 블록화 예시

(6) 지능형 자율운전기술 개발

- 대형 원자로에 비해 소형원자로는 건설단가 측면의 가격 경쟁력은 낮으나 운영 측면의 안전성이 높음. 혁신형 요소기술을 통해 혁신형 소형원자로의 가격 경쟁력을 향상시키고, 아울러 운영측면의 안전성, 경제성과 효율성을 획기적으로 향상시키기 위한 기술 개발을 통해 수출경쟁력을 더욱 높일 필요가 있음.
- 발전소의 운전 경제성 및 효율성 강화를 위한 지능형 전산화절차서 기반 자율운전

기술.

- SMART는 상용화단계에 있어 가압 경수로 기반 일체형원자로 개발 경쟁에서 가장 앞서 있음. 그러나 SMART에는 개발기간과 인허가 시현성을 고려하여, 대규모 예산과 장기간 기술개발이 요구되는 기술과 인허가 재정립이 요구되는 혁신적 시스템 기술은 배제되어 있음.
- 대형 원자로에 비해 소형원자로는 건설단가 측면의 가격 경쟁력은 낮으나 운영 측면의 안전성이 높음. 따라서 운영측면의 안정성과 더불어 경제성과 효율성을 획기적으로 향상시키기 위한 기술 개발로 수출경쟁력을 높일 필요가 있음.
- 원전 운용에 있어 기존의 종이절차서(Paper-based procedure)에 기반을 둔 개념을 대체하여 안정적 및 효율적 운전이 가능한 지능형 전산화절차서 기반 자율운전 지원시스템(iCPS, Intelligent Computer-based Procedure System)을 개발하여 SMR 원전 MMIS (Man-Machine Interface System)에 적용함이 절실히 요구됨.
- iCPS는 스마트원전의 공정 및 기기 상태에 대한 자동감시, 공정 진행예측 등을 종합 판단하여 운전을 지원함으로써 스마트 원전 운영의 효율성을 높이고 안전성을 향상시킬 수 있음.
- 다수호기 블록화와 연계하여(주제어실 공유시) 제어실 운전원의 직무부담을 줄여 인적오류를 감소시킴으로서 감시 위주의 1인 운전이 가능할 단계에 이르게 됨.
- 원전 기술의 경쟁력이 심화되고 있으며 이에 따라 원전 운영에서 전산화 절차서 시스템의 활용은 경쟁력의 우위를 점할 수 있는 기술로 자리 매김하고 있음.

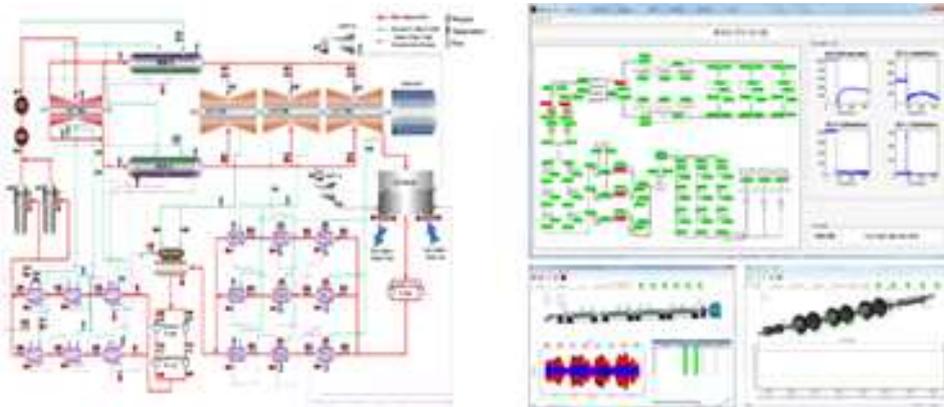


그림 3-1.13 원전 기기 및 계통 상태감시

(7) 용기장착 격리밸브

- 배관파단사고 완전 배제를 위한 용기장착 이중격리밸브 또는 체크밸브

- 용기장착 이중격리밸브는 배관파단 사고 시 밸브를 자동으로 닫아 원자로냉각재의 유출을 차단하여 원자로의 안전성을 크게 도약시킬 수 있는 요소기술임. 특히 원자로 용기를 관통하는 대형배관이 없는 SMART와 같은 일체형원자로에서는 원자로냉각재계통에 연결되는 모든 소형배관에 용기장착 이중격리밸브를 설치함으로써 일체형원자로의 기술적 강점을 극대화할 수 있음.
 - 용기장착 이중격리밸브가 설치될 경우, 원자로냉각재 배관 파단 사고 시 원자로냉각재 유출량이 획기적으로 감소하여 원자로건물의 압력상승이 크게 발생하지 않음. 따라서 원자로건물의 안전성도 향상시킬 수 있으며, 결국 원자로건물의 크기를 줄여 경제성도 향상시킬 수 있다는 장점을 갖고 있음.
 - 원자로냉각재가 원자로용기로 주입되는 배관에는 용기장착 이중격리밸브와 유사하게 이중의 체크밸브가 장착될 수 있음. 체크밸브는 배관 파단 시 피동적으로 작동하여 원자로냉각재의 유출을 막아주므로 안전성을 향상시킬 수 있음. 단, 체크밸브만으로는 원자로냉각재계통 격리요건을 충족시키기 어려우므로 격리밸브와 함께 검토되어야함.
 - 용기장착 이중격리밸브 및 이중체크밸브에 대한 특허는 국내에서 먼저 출원되었고, 이후 해외에서 유사특허가 출원되었음. 선도연구의 이점을 지속적으로 유지하기 위해 원자로용기 장착 이중격리밸브에 대한 연구개발이 시급함.
- 원자로냉각재 유출 제한을 위한 용기장착 과류방지밸브
 - 용기장착 체크밸브와 함께 과류방지밸브가 원자로냉각재 유출 배관에 사용된다면, 전원이 공급되지 않더라도 원자로냉각재 배관 파단 사고 시 일체형원자로에서 원자로냉각재의 유출을 차단할 수 있어 안전성을 향상시킬 수 있음.
 - 과류방지밸브는 그 설계 특성 상 피동적으로 작동하며, 작동 시간이 짧고, 밸브가 차지하는 공간이 작으므로 배관 파단 시 원자로 냉각재 유출을 빠르고 효과적으로 차단하는 좋은 수단임. 원자로의 안전성을 향상시키기 위해, 유량확보가 요구되는 원자로냉각재계통 연결배관에도 사용할 수 있는 용기장착 과류방지밸브에 대한 개발 및 허가를 위한 기술 고도화가 시급히 요구됨.

(8) 피동안전계통 최적화

- 원자로 내장형 제어봉구동장치, 원자로장착 밸브 등이 개발 적용되는 경우, 혁신형 소형원자로의 냉각재상실사고(LOCA) 대응 능력이 대폭 개선됨. 반면, 잔열제거 기능을 수행하는 피동잔열제거계통(PRHR)의 중요성이 더욱 부각됨. 또한 경제성 향상을 위해 출력증대를 목표로하므로 혁신형 소형원자로의 개발을 완성하려면 PRHR의 성능이 필수적으로 향상되어야 함. LOCA의 대응능력 개선과 병행하여 PRHR의 장기 성능 향상 등 다양한 요소를 함께 고려하여 개발하는 경우 혁신형 소형원

자로의 안전성을 비약적으로 향상시킬 수 있음.

○ 피동잔열제거시스템의 열교환기 방식

- 비상냉각탱크는 일체형원자로를 포함하여 다양한 원자로에서 사고 발생 시 원자로의 열(원자로의 현열 및 노심의 잔열)을 제거하는 열침원으로 이용되고 있음. 원자로의 열은 피동잔열제거시스템(원자로 내부의 잔류 열)이나 피동격납건물냉각시스템(격납건물 내부로 방출된 열)을 통해 최종적으로 비상냉각탱크로 전달되고, 비상냉각탱크의 냉각수가 증발하면서 대기로 열을 방출함. 피동잔열제거시스템의 열교환기는 외부 냉각방식에 따라 수랭식(water-cooling : 한국 SMART 원자로, 미국 웨스팅하우스사 AP1000), 공랭식(air-cooling : 프랑스 SCOR) 또는 수랭식과 공랭식을 혼합한 혼합식(hybrid-cooling : 일본 IMR)을 적용하고 있음.

○ 공랭식 및 혼합식 열교환기의 크기에 따른 성능 감소 및 경제성 문제

- 공랭식 열교환기는 주변의 대기를 열침원으로 사용하기 때문에 장기냉각에 적합하지만 냉각 효율이 수랭식에 비해 현저히 낮음. 공랭식 열교환기의 효율은 공기가 접하는 튜브 벽면의 열전달 효율에 의해 좌우되는데, 공랭식 열교환기는 튜브 벽면을 통해 외부(공기)로 열을 전달하는 과정에서 열전달 효율이 낮으므로, 열교환기의 크기를 크게 증가시켜야 하는 단점이 있음. 또한, 혼합식 열교환기도 공랭식으로 작동하는 시점에서는 열전달 성능이 수랭식에 비해 크게 감소하여 수랭식 열교환기보다는 상대적으로 큰 열교환기를 사용해야 하는 단점이 있음.
- 피동잔열제거시스템의 열교환기 내부 냉각방식으로는 열전달 효율이 뛰어난 증기 응축 방식의 증축열교환기를 많이 채용하고 있음. 따라서 피동잔열제거시스템의 열교환기는 고온·고압에서 작동하므로 설계압력이 매우 높아 제작 단가가 높음. 따라서 공랭식 및 혼합식 열교환기와 같이 크기를 증가시켜야 하는 경우에는 경제성이 크게 떨어짐.

○ 장기냉각 관점에서의 수랭식 열교환기의 재충수 문제

- 일반적으로 수랭식 열교환기는 비상냉각탱크의 수원을 열침원으로 사용하기 때문에 공랭식에 비해 냉각 효율이 우수하므로 열교환기의 용량을 소형으로 제작할 수 있다는 큰 장점이 있음.
- 일반 보일러와는 다르게 원자로의 노심이 정지한 후에도 상당한 기간 동안 노심에서 잔열이 발생함. 이에 따라 원자로가 사고 등으로 정지하는 경우, 사고 발생 초기에는 많은 양의 잔열이 노심에서 방출되며, 시간이 지남에 따라 방출되는 잔열은 현저하게 감소하는 특성이 있음. 따라서 원자로로부터 비상냉

각탱크로 전달되는 열도 사고 발생 후 시간이 지남에 따라 현저하게 감소하게 됨.

- 종래의 비상냉각탱크는 이러한 원자로의 사고 특성으로 인해 비상냉각탱크 상부가 개방되어 있음. 사고 시 열이 비상냉각탱크로 전달되면, 그 열을 전달받은 비상냉각탱크 내부의 냉각수는 온도가 상승한 후 증발하여 증기로 상변화되고, 비상냉각탱크의 개방된 부분을 통해 외부로 방출되어 증발열로 열적 부하를 소화하였음. 그러나 이러한 종래의 구조는 비상냉각탱크의 장기 가동에 따라 비상냉각탱크 내부의 냉각수의 양이 점점 줄어들다가 결국 고갈되는 문제가 있음. 가능성은 매우 희박하나 비상냉각탱크 내부의 냉각수가 고갈되면 비상냉각탱크는 그 기능을 상실하게 되어 주기적으로 냉각수를 재충수해주지 않으면 장기간 기능을 유지할 수 없고, 설계기준을 초과한 사고 발생 시 냉각수를 재충수하기 위한 전력계통의 이용이 장기간 중단되는 경우에는 중대사고로 사고 규모가 확대될 수 있는 문제가 있음.

○ 재충수 없이도 장기냉각이 가능한 피동잔열제거계통의 필요성 및 시급성

- 계통의 기능상실 가능성은 매우 희박하나, 일반 대중에 대한 신뢰도 증진을 위해 전력계통의 이용이 불가능하여 비상냉각탱크를 재충수할 수 없는 경우에도 비상냉각탱크의 기능을 장기간 동안 유지할 수 있는 비상냉각탱크 냉각설비를 개발하는 것이 매우 중요함. 또한 원자로의 사고 발생 시 비상냉각탱크로 전달되는 열량의 특성을 고려하여 경제적인 비용의 증가를 최소화하면서도, 비상냉각탱크 내부에 냉각수를 재충수하지 않아도 비상냉각탱크 냉각기능을 장기간 동안 유지할 수 있도록 대기압 수준의 저압에서 작동하는 냉각설비를 비상냉각탱크와 함께 구성하여 안전성을 획기적으로 증진시킨 원전을 개발하는 것은 매우 의미가 있는 시도임.

○ 원자로 내장형 제어봉구동장치, 원자로장착 밸브 등이 적용되는 경우, 피동안전주입계통의 설계 개념 변경은 필수적임. 피동안전주입계통의 설계를 향상시키기 위한 다양한 혁신형 개념이 기 도출되었으나, PPE 설계에 적용시키기 위한 연구개발이 추가로 수행되지 않아 관련 기술의 개발이 보류되어 있음. 피동안전주입계통에 혁신형 개념을 도입하여 최적화하는 경우, 혁신형 피동안전주입계통은 원자로 내장형 제어봉구동장치, 원자로용기 격리밸브, 인쇄기판형 증기발생기 등과 더불어 SMR의 안전성, 이송성 및 경제성을 비약적으로 발전시킬 수 있음.

○ 혁신형 피동안전주입계통의 접목을 통한 기존 SMR 경쟁력 강화

- 한국원자력연구원에서는 2012~2015년 수행된 SMART 안전성향상 연구를 통해

압력평형식 노심보충탱크와 안전주입탱크로 구성된 피동안전주입계통을 개발하였음. 또한 종래의 가스 가압식 안전주입탱크, 압력평형식 노심보충탱크, 감압탱크를 하나의 설비로 구현하여 구성을 단순화 시키고, 자동감압기능 및 다단 안전주입기능을 모두 구비한 혁신형 피동안전주입계통의 기본 개념을 제시하였으며, 관련 내용을 특허 출원, 등록하여 국내 독자기술로 확보한 상태임.

- 압력평형식 노심보충탱크와 가압식 안전주입탱크의 개별 성능은 SMART-ITL 시험장치를 이용해 검증되었으나, 혁신형 피동안전주입계통의 핵심 기술을 확보하고 이를 소형원자로에 적용하기 위한 후속 연구는 전무한 실정임.
- 혁신형 피동안전주입계통을 소형원자로에 도입하는 경우, 기존 SMART에 적용된 피동안전주입계통의 기기와 설비를 통합할 수 있을 뿐만 아니라, 격납용기나 원자로건물의 크기도 전체적으로 감소시킬 수 있으므로 경제성 향상 효과가 매우 큼. 다만 피동안전주입계통과 같은 핵심 안전계통을 원전에 적용하기 위해서는 사전에 충분한 검증과정을 거쳐야 하므로, 소형화/단순화/다기능화된 피동안전주입계통의 기술 개발이 시급함.

○ 혁신형 피동안전주입계통 도입을 통한 원자로 개선 효과

- 혁신형 피동안전주입계통 기술은 cross-cutting 기술로서 소형 모듈형 경수로 뿐만 아니라, 상용원전을 비롯한 다양한 미래형 원자로에 적용이 가능한 기술임. 단, 상이한 운전 조건 및 주입요구 특성에 유연하게 적용되기 위해서는, 주요 설계인자에 따른 주입성능 예측이 용이하고 열수력적 불확실도를 최소화시킬 수 있도록 단순한 구조로 구성되어야 함.
- 자동감압기능과 다단 안전주입기능을 통합한 형태의 피동안전주입계통은 해외 선진국에서 아직 시도되지 않은 개념으로, 개발 성공시 한국이 기술 주도국의 위치를 선점할 수 있으며, 소형 모듈형 경수로의 안전성, 경제성 및 혁신성을 한층 높일 수 있는 유망 기술임.
- 혁신형 피동안전주입계통의 소형화/단순화/다기능화 특성은 상용원전의 개량 및 차세대 원전의 소형화에 크게 기여할 수 있으며 소형원자로에 적용 시 원자로 및 관련 설비의 유지보수성 등을 향상시킬 수 있음.
- 또한 혁신형 피동안전주입계통은 원자로 내장형 제어봉구동장치, 원자로용기 격리밸브, 인쇄기판형 증기발생기 등과 더불어 SMR의 소형화(이송의 용이성) 및 경제성 향상을 위한 핵심 요소 기술임.

(9) 혁신안전등급 전력생산계통 개발 접목

○ 안전등급 전력생산계통의 접목을 통한 비상전원 최적화

- 원자로계통설계 시 중요한 안전기능 중 하나가 원자로 정지 후 노심잔열을 제거하는 기능임. 후쿠시마 사고도 제어봉삽입에 의한 원자로정지는 정상적으로 되었으나, 비상전원공급에 실패함으로 인해, 노심 및 사용후연료저장조의 잔열제거에 실패해 발생한 사고임.
- 특히 SMART와 같이 완전 피동안전계통을 도입한 경우, 비상전원공급계통이 비안전등급으로 설계됨. 따라서 필요한 안전등급의 전원을 공급하기 위해 배터리를 설치하게 되는데, 필요한 배터리의 크기를 최소화하기 위한 연구가 필요함.
- 또한 LOCA를 배제하는 설계를 적용할 경우 잔열제거 기능을 보다 강화하기 위해 일체형원자로의 특성을 이용하여 잔열제거 및 전력생산을 동시에 진행할 수 있는 추가적인 안전수단의 확보도 가능함. 이를 위해 원자로의 잔열을 이용하여 안전등급의 전력을 생산하는 기술의 개념 도출.정립 및 구현 가능성에 대한 평가가 필요함.

(10) 내장형제어봉구동장치 접목

○ 핵심요소에 대한 선도개발의 필요성

- 기존 원자로를 개선하는 경우에는 원자력기기 개발은 원자로 설계 개발에 후행할 수 있으나, 핵심요소 기술개발에는 상당한 노력과 시간이 필요함. 따라서 핵심요소에 대한 원천기술의 선도개발은 신형 원자로 개발 기술능력 제고에 필수적인 요소임.

○ 모터전자석 및 위치지시기 개발의 필요성

- 소형원자로분야에서 국제 경쟁력을 유지하기 위해서는 국내에서도 SMR에 적합한 원자로 내장형 제어봉구동장치의 개발이 필요하며, 이의 핵심요소기술은 고온의 원자로냉각재 환경에 적합한 구동 및 계측 요소임. 제어봉구동장치의 구동방식은 원자로가 요구하는 제어정밀도, 제어가능하중, 제어속도 등을 만족하는 최적 형식으로 선정되어야 하는데, 상용원전에서 검증되어 적용되고 있는 모터구동방식 또는 수압구동방식이 원자로 내장형 제어봉구동장치의 경우에도 적용될 것으로 예상됨. SMR의 노심제어용 제어봉구동장치용으로 제어봉을 10 mm 스텝 이하로 제어운전할 수 있는 모터구동형이 적합할 것으로 예상되므로, 모터구동형 제어봉구동장치의 핵심요소기술인 모터전자석에 대한 선도개발이 필요함.

3-2 중수로형(PHWR)

가. 개량형 소형 중수로(Advanced Simple Pressurizer Heavy Water Reactor, AS-PHWR)

1) 중수로 개요 및 가동 현황

○ 핵분열을 통해 전기를 생산하는 원자로가 구성되기 위해서는 일반적으로 다음과 같은 요건들이 갖추어져야 함.

- 핵연료: 우라늄 235 등
- 감속재: 속중성자(fast neutron)를 열중성자(thermal neutron)로 변환
- 냉각재: 핵연료로부터 열 제거
- 제어장치: 중성자 반응도 제어
- 차폐장치: 방사선 위해로부터 보호
- 플랜트: 위 기능을 모두 포함하는 전체적인 발전소

○ 중수로¹⁾는 U-235를 농축시켜 핵연료로 사용하는 다른 원자로(PWR, BWR, AGR, RBMK, HTGR)와 달리 천연우라늄(0.7% U-235)을 핵연료로 이용하며, 천연우라늄 이용에 따른 중성자 연쇄반응을 위해 냉각재와 감속재로 중수(heavy water)를 사용함. 천연우라늄을 연료로 사용하기 때문에 연소도가 적을 수밖에 없고, 따라서 가동 중 연료교환을 용이하게 할 수 있도록 노심이 다수의 수평 연료채널로 구성됨. 각각 연료채널 내부에는 핵연료 다발이 장입되고 1차 냉각수가 연료로부터 열을 제거하여 2차 계통에 전달함. 그림 3-2.1은 중수로 노심과 일차계통의 설계 개념을 보여줌.

○ 가동 중에 연료를 교체하는 중수로는 주기적인 연료교체를 위해 장시간 가동을 중지해야 하는 경수로 등과 비교하여 상대적으로 높은 이용률(capacity factor)로 원자로를 가동할 수 있는 이점이 있음. 또한 천연우라늄 이용에 따른 연료비 자체의 낮은 비용²⁾의 장점도 있고, 경수로에서 연소되어 나온 사용후연료의 재처리를 통해 생산되는 순환 우라늄 또는 저농축우라늄 등을 사용할 수 있는 연료 유연성 관

1) 중수로는 보통 가압중수로 (PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor)를 의미하며, 캐나다에서 기술이 개발되어 우리나라를 포함하여 중국, 아르헨티나, 루마니아 등에서 가동되고 있는 중수로는 700MWe 출력을 갖는 CANDU-6 (CANadian Deuterium Uranium) 중수로임. 인도에서는 독자적으로 개발한 중수로를 가동하고 있음.

2) 천연우라늄 사용에 따라 연료비용은 낮지만, 냉각재와 감속재로 고가의 중수를 사용해야 하기 때문에 전체적인 연료 경제성이 낮다고 확인할 수 없음.

점의 장점도 있음.

- 중수로는 두 개의 독립적인 정지계통³⁾ 및 비상노심냉각계통(ECC: Emergency Core Cooling)과 다수의 공학적 설비를 통해 사고 발생 시 안전을 확보할 수 있도록 설계되었고, 심층 방호(defence in depth) 개념을 도입하여 방사선 위해로부터 작업자, 주민, 환경을 보호할 수 있도록 가동됨.
- 그림 3-2.2는 연료, 냉각재, 감속재, 일차계통 및 차폐계통을 포함하여 전기 생산에 이르는 중수로의 전체적인 구조를 보여줌.

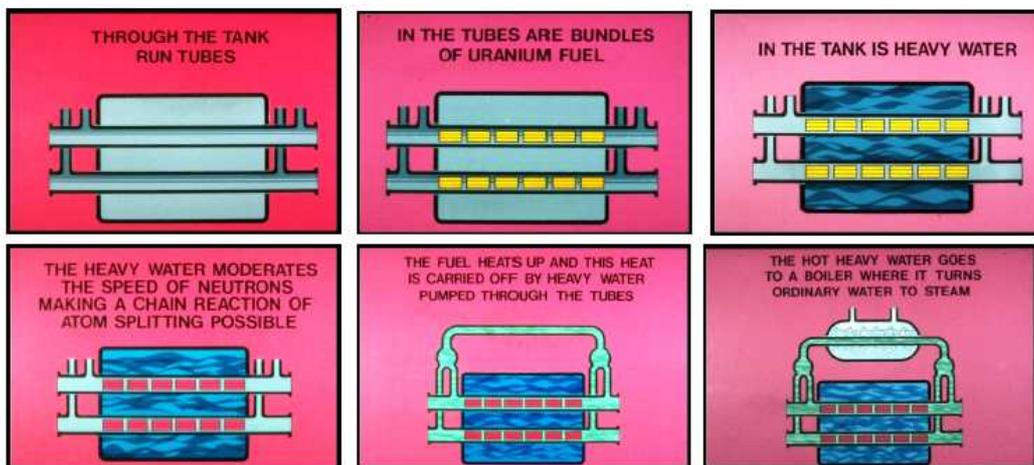


그림 3-2.1 중수로 노심 및 일차계통 설계 개념 [1]

3) 두 개의 정지계통 (shut down system)이 독립적으로 작동함. SDS1은 노심에 수직으로 설치된 정지봉 (shut off rod)으로 정지신호 (trip signal)가 발생하면 중력에 의해 노심 내로 투하되어 원자로를 정지시키며, SDS2는 노심에 수평으로 설치된 관을 통해 정지신호가 발생하면 가돌리늄 (gadolinium) 분사를 통해 원자로를 정지시킴.

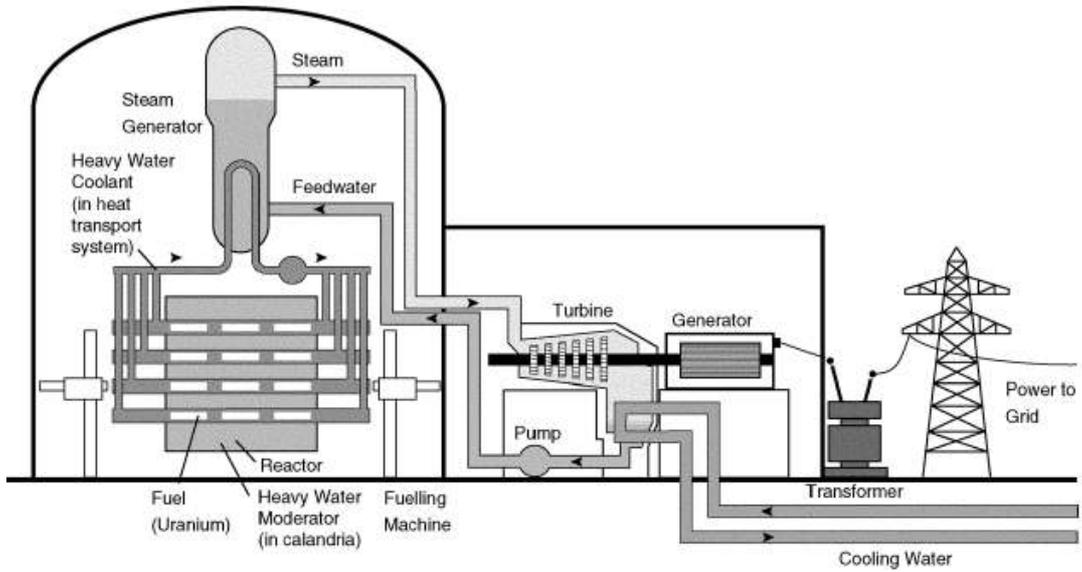


그림 3-2.2 전체적인 CANDU 플랜트 구조 [1]

- 현재 CANDU 원자로의 가동 현황은 표 3-2.1 및 표 3-2.2와 같음. 표 3-2.1은 캐나다에서 가동 중인 중수로 관련 정보를 요약해서 보여주고 있고, 표 2는 우리나라를 포함한 아르헨티나, 중국, 루마니아에서 가동 중인 CANDU 6 원자로 현황임. CANDU 6 노형은 700 MWe 급의 출력을 갖는 가압중수로이며, 캐나다에서 해외로의 수출을 염두에 두고 개발되었기 때문에 우리나라의 월성 1 ~ 4호기를 포함하여 표 3-2.2에 나타낸 국가에서 가동 중인 중수로는 모두 CANDU 6 노형이고⁴⁾, 캐나다 내에서는 Point Lepreau 및 Gentilly 2 두 원전만 CANDU 6 노형임.

4) 아르헨티나에는 CANDU 6 원전 (Embalse NPP) 외에 수직 노심으로 구성된 중수로 (Atucha II NPP)도 가동 중이고, 인도는 자체 개발한 중수로를 가동하고 있음.

표 3-2.1 캐나다에서 가동 중인 CANDU 원전 현황 [1]

Country	Station Name	Gross (MWe)	Net (MWe)	Service Date
Canada	Pickering 1	542	515	1971
Canada	Pickering 2	542	515	1971
Canada	Pickering 3	542	515	1972
Canada	Pickering 4	542	515	1973
Canada	Bruce 1	836	781	1977
Canada	Bruce 2	836	781	1977
Canada	Bruce 3	836	781	1978
Canada	Bruce 4	836	781	1979
Canada	Point Lepreau*	680	635	1983
Canada	Gentilly 2*	675	635	1983
Canada	Pickering 5	540	516	1983
Canada	Pickering 6	540	516	1984
Canada	Pickering 7	540	516	1985
Canada	Pickering 8	540	516	1986
Canada	Bruce 5	877	822	1985
Canada	Bruce 6	877	822	1984
Canada	Bruce 7	877	822	1986
Canada	Bruce 8	877	822	1987
Canada	Darlington 1	935	881	1992
Canada	Darlington 2	935	881	1990
Canada	Darlington 3	935	881	1993
Canada	Darlington 4	935	881	1993

*CANDU-6 Reactor

표 3-2.2 CANDU 6 원전 가동 현황 [1]

Country	Station Name	Gross (MWe)	Net (MWe)	Service Date
Argentina	Embalse 1	648	600	1984
China	Quinshan 4	700	640	1984
China	Quinshan 5	700	640	2002
Romania	Cernavoda 1	706	655	1996
Romania	Cernavoda 2	706	655	2007
South Korea	Wolsong 1	679	629	1983
South Korea	Wolsong 2	700	650	1997
South Korea	Wolsong 3	700	650	1998
South Korea	Wolsong 4	700	650	1999

2) 소형 중수로 개요

- 전술한 바와 같이 기존 중수로의 기본 설계 개념은 천연우라늄을 연료로 이용하는 것이기 때문에, 냉각재와 감속재로 경수가 아닌 중수(D₂O)를 사용하고, 적은 연료 연소도로 인해 핵연료 교체 주기가 짧아져 가동 중에 연료 교체(refueling)를 수행해야 하므로 이를 용이하게 할 수 있도록 그림 3-2.2와 같이 노심이 수평 연료채널 집합⁵⁾으로 구성되어 있음.
- 일차계통의 냉각수는 380개 각각의 연료채널과 헤더를 연결하는 피더관(feeder pipe)을 통해 흐르고 증기발생기로 연결됨. 피더관의 총 길이는 12 km 이상이고, 탄소강이 재질이어서 가동 시간 증가에 따라 부식, 마모, 변형 등의 안전문제가 발생하고 최근에는 중대사고 발생 시 추가의 수소 발생될 가능성도 제기되고 있음. 한편 지르코늄 합금으로 제작되는 6 m 길이의 압력관도 가동시간 증가에 따라 재료특성 변화에 따른 파손 가능성 증가, 변형으로 인한 운전여유도 감소 및 가동 수명 제한 등의 노후화 문제가 발생하고 있음. 결국 기존 중수로는 연료채널집합으로 구성되는 수평 노심의 장점도 있지만, 수명 및 안전에 대한 근본적인 문제를 내포하고 있음.
- 본 보고서에서 소개하는 AS-PHWR(Advanced Simple Pressurized Heavy Water Reactor) 개념은 천연 우라늄(natural uranium) 및 중수(heavy water)를 이용하여 전기를 생산하는 기존 중수원전의 고유한 이점(inherent advantage)을 활용하되, 기존 중수로 설계와 달리 노심을 수직으로 구성하여 기존 중수로에서 발생하는 복잡한 부품(피더관, 수평 압력관 등)의 노후화에 따른 안전문제를 해결할 수 있는 소형 원자로 개념임.
- 실제로 아르헨티나의 Atucha II 원전⁶⁾은 중수로 이지만 경수로와 마찬가지로 노심이 수직의 압력용기(pressure vessel)로 설계되어 피더관, 압력관 등의 복잡한 노심 부품이 제거되어 있으며, 저농축우라늄⁷⁾을 연료로 이용하여 연소도가 기존 중수로 연료에 비해 약 2배 정도 증가하는 장점도 가지고 있음.
- 기존의 중수로와 마찬가지로 천연우라늄을 연료로 사용하도록 기본 개념을 설정하

5) CANDU 6 노형의 경우, 380개의 수평연료채널로 노심이 구성됨. 각각의 연료채널은 압력관, 칼란드리아관, 종단마개, 가터 스프링 등으로 구성. 한 연료채널 내에 12개의 연료다발이 장입되므로 전체 노심에는 총 4,560개의 연료다발이 장전되고, 가동 중에 매일 약 16다발의 연료교체가 수행됨.

6) 아르헨티나에서 가동 중인 Atucha II 원전은 Siemens/KWU가 설계한 중수로이며, 캐나다의 CANDU 노형과 달리 노심이 수직으로 구성되어 있음.

7) Atucha II 중수로에서 이용하는 저농축우라늄 연료는 U 235 농축도가 약 0.85%로 14,000 MWd/tonU의 연소도를 가지며, 0.7% 천연우라늄 연료의 평균 연소도인 6500 MWd/tonU에 비해 약 2배의 연소도를 가짐.

였기 때문에 AS-PHWR은 연료 자원 수급이 용이해지는 장점이 있음. 실제로 우라늄을 농축할 수 있는 나라가 전 세계적으로 10개국도 안 되는 현실에서 천연우라늄을 이용할 수 있는 소형원자로는 연료 수급 측면에서 여전히 매우 큰 장점을 가질 수 있으며, 본 보고서는 이를 위한 첫 걸음으로 의미 있다고 할 수 있음.

- 기본적으로는 농축 우라늄 연료의 수급이 어려운 환경을 대상으로 하지만, 기존의 중수로와 마찬가지로 SEU(slightly enriched uranium), MOX(mixed oxide), RU(recycled uranium) 연료 등과 같은 다양한 연료도 수용할 수 있도록 설계하고, 천연우라늄 연료가 갖는 낮은 연소도 한계도 극복할 수 있는 방법도 본 보고서를 통해 제안하였음.
- 즉, AS-PHWR는 최근 많은 관심을 받으며 연구되고 있는 이중냉각 환형연료(annular fuel), 사고저항성 연료(accident tolerant fuel) 등과 같은 개량형 연료 개념을 활용할 수 있도록 고안되었고, 피동 안전계를 적용함으로써 근본적인 안전성 향상에 중점을 두어 안전 관련 사회적 수용성을 높일 수 있도록 설계하였음.
- 본 보고서에서 제안하는 AS-PHWR은 1960년대에 설계되어 적용된 수평 연료채널(horizontal fuel channel) 노심이 갖는 기존 중수로의 단점을 대부분 보완한 설계 개념으로, 피더관 등의 복잡한 노심 부품에 발생하는 조기 노화 문제 그리고 아직 해결되지 않은 많은 안전문제 등을 극복할 수 있는 방법을 제시함.
- 본 보고서의 마지막에는 기본적인 AS-PHWR의 설계 개념을 적용하여 600 MW의 열출력 용량을 갖는 AS-PHWR 설계안을 제안하였음. 그러나 출력 용량은 유동적으로 설계할 수 있으며, 각각 기능하는 독립 모듈을 통합하여 전체적인 원자로를 구성하도록 하였음.
- 우선은 주요 계통에 대한 기본적인 설계 개념을 소개하며, 향후 추가의 연구를 통해 세부적인 설계가 완료 될 것으로 기대함. 본 보고서에서 제안하는 AS-PHWR의 주요 공전변수는 표 3-2.3과 같음(IAEA SMR BOOK 2018의 양식 준용).

표 3-2.3 AS-PHWR 주요 공정변수

MAJOR TECHNICAL PARAMETERS	
Parameter	Value
Reactor type	Advanced Simple PHWR
Coolant/Moderator	Heavy water/Heavy water
Thermal/Electrical capacity, MW(th)/MW(e)	600/200
Primary circulation	Natural circulation, pump backup
System pressure (MPa)	15
Core inlet/exit temperatures (°C)	250/325
Fuel type/assembly array	UO ₂ Annular/Isolator hexagonal
Number of fuel assemblies	98
Fuel enrichment (%)	0.7 (natural)
Fuel burnup (GWd/ton)	7 (prototype)
Fuel cycle	On-line refueling
Main reactivity control mechanism	Control rod, Poison injection
Approach to engineered safety systems	Passive, redundancy
Design life (years)	40
Plant footprint (m ²)	Not available
RPV height/diameter (m)	5/4
Reflector Vessel diameter/height (m)	6/5
Seismic design (g)	0.35
Distinguishing features	Annular fuel in reactor vessel isolator hexagonal assemblies; advanced safety features and accident tolerance.
Design status	Conceptual

3) AS-PHWR 설계 참조 조건

○ 기존 중수로(CANDU reactor) 설계와 구별되는 다음과 같은 사항들을 반영하여 AS-PHWR를 설계하였음.

- (1) 피더관(feeder pipe), 압력관(pressure tube), 칼란드리아관(calandria tube) 등의 배관 제거(기존 중수로에서 피더관의 총 길이는 12km 이상이며 가동시간 증가에 따른 피더관 노후화로 안전 문제 발생)
- (2) 이중벽을 갖는 개량형 압력 용기(pressure vessel) 적용. 냉각재와 감속재는 동일 압력이지만 각각의 온도는 서로 다름
- (3) 저압의 경수로 채워진 원자로 용기(reactor vessel)는 반사체 용기(reflector vessel)로부터 열적으로 분리되도록 설계
- (4) 감속재와 일차 냉각재는 열적으로 분리
- (5) 감속재는 낮은 온도로 유지
- (6) 자연 순환 기능 개선 위해 연료 집합체는 수직 방향으로 설계
- (7) 높은 출력 밀도, 낮은 연료 온도 및 안전여유도 향상을 위해 이중냉각 환형연료(annular fuel) 사용
- (8) 연료 집합체 길이 증가
- (9) 사고 저항성 강화 연료(accident tolerant fuel) 적용
- (10) 사고 위험도 낮춘 개량형 연료교환기(fuelling machine) 설계
- (11) 원자로 트립 전후에 1차 냉각계통의 자연 순환 냉각기능 향상
- (12) 냉각계통의 세부적인 계측
- (13) 모든 가동 열 부하(heat load)에 대해 조건부 피동 백업 열제거원(semi-passive backup heat sinks) 적용(예: 원자로건물 내부 및 외부에 물 탱크 배치)
- (14) 다양한 피동 안전 시스템 적용(예: 축압기 및 중력 ECC)
- (15) 고압, 저 누설 기능의 원자로건물 구조 적용
- (16) 압력 억제 및 여과 배기 위한 원자로건물의 추가적인 지하 용적(additional subterranean containment volume) 사용
- (17) 중대사고 발생 및 진행을 예측하고 사고 결과를 최소화 하도록 발생 가능한 중대사고의 다양한 양상 고려
- (18) 1차 및 감속재 계통 D2O 시스템에 대해 고압 비상 냉각수 충수(high pressure emergency water makeup) 기능 적용
- (19) 2차 계통 및 증기 공급 계통에 고압 비상 냉각수 충수(high pressure emergency water makeup) 기능 적용
- (20) D2 및 CO에 특화된 새로운 피동 가연성 기체 완화 시스템(passive combustible gas mitigation systems) 및 원자로건물 건전성 유지 체계
- (21) 사고 후 부하에 대해 안전 시스템 관련 적절한 압력 방출 기능 제공

- (22) 전용 살수(water spray) 장비 이용한 원자로건물 냉각 기능 강화
- (23) 충수에 의해 반사체(reflector) 수위가 피동으로 채워지도록 원자로 용기(reactor vessel)를 낮은 위치에 설계
- (24) 중대사고 후 수소 및 중수소 발생량 저감을 위해 탄소강 배관 제외
- (25) 중대사고 감지 및 사고관리를 위한 첨단 계측기능 적용
- (26) 백업 전기 펌프 외에 증기 터빈을 사용하여 보조 급수(auxiliary feedwater) 인출
- (27) 외부로부터의 비상 급수 및 전력 공급 제공
- (28) 사고 후 비응축성 가스 제거 위한 전용 조치 제공
- (29) 공기의 자연 순환을 촉진하도록 원자로건물 공간 배치 고려
- (30) 냉각기능 상실 이후에도 사용후연료의 건전성이 유지되도록 사용후연료 저장조 설계
- (31) 성능 개선된 Class 1 배터리 적용
- (32) 실시간 방사선 누출 측정 및 다양한 종류에 대한 사고 선원향 계측 체계 및 감시되지 않는 지역에 대한 선량 예측 도구 개발

4) AS-PHWR 주요 모듈 설계

가) 연료 개념 설계 (Conceptual Design of Fuel)

(1) 이중냉각 환형 핵연료 (Annular Fuel) [2]

- 이중냉각 환형 핵연료는 체적 대비 높은 표면적을 갖기 때문에 기존 연료 대비 더 많은 출력 밀도(power density)를 가질 수 있음. 환형 핵연료에 대한 드라이아웃 여유도(dryout margin) 및 임계 채널 출력(critical channel power) 향상을 입증하기 위한 연구들은 이미 많이 수행되어 왔음. 환형 핵연료는 정상운전조건에서 동일한 출력 밀도를 갖는 기존 원통형 연료에 비해 최대 연료온도가 수백도 낮은 장점이 있지만, 환형 핵연료 내부 표면과 외부 표면에서의 갭 전도도 비대칭(gap conductance asymmetry) 등의 문제가 제기되기도 함. 그림 3-2.3은 기존 CANDU 6 핵연료의 출력에 대한 연료 최대 온도와 동일한 연료 질량을 갖는 환형 핵연료의 최대 온도 결과를 보여주고 있으며, 동일 출력 대비 환형 핵연료의 낮은 온도를 확인할 수 있음.
- 한편 체적 대비 많은 표면적은 피복재인 지르칼로이의 사용량이 많아짐을 의미하고 이는 사고 시 더 많은 수소 생성 등의 문제를 야기할 수 있지만, 사고저항성 연료 피복재(accident tolerant fuel sheath) 개념을 도입하면 이러한 단점을 극복할

수 있을 것으로 기대됨.

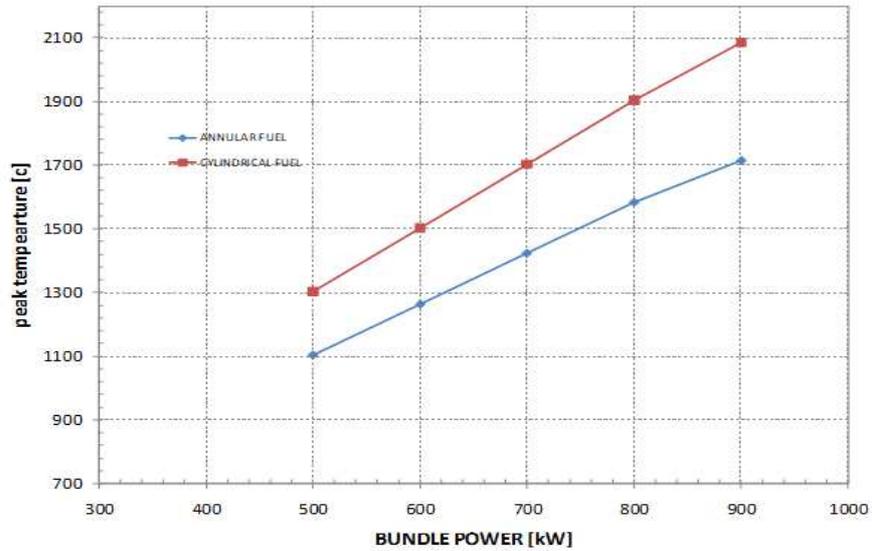


그림 3-2.3 기존 CANDU-6 37봉 핵연료다발 외환봉과 동일한 연료질량을 갖는 환형 핵연료의 최대온도 비교 결과

- 전술한 바와 같이, 환형 핵연료는 기존 원통형 연료에 비해 낮은 평균 온도로 가동됨. 예를 들어 12.154 mm의 지름을 갖는 기존 중수로 연료 펠릿을 동일한 UO₂ 부피를 갖는 내경 9,116 mm, 외경 15,193 mm의 환형 핵연료로 대체할 경우, 최대 연료 평균 온도는 그림 3-2.4와 같이 선출력 (linear power)에 따라 약 1,000 °C 정도 차이가 발생함.

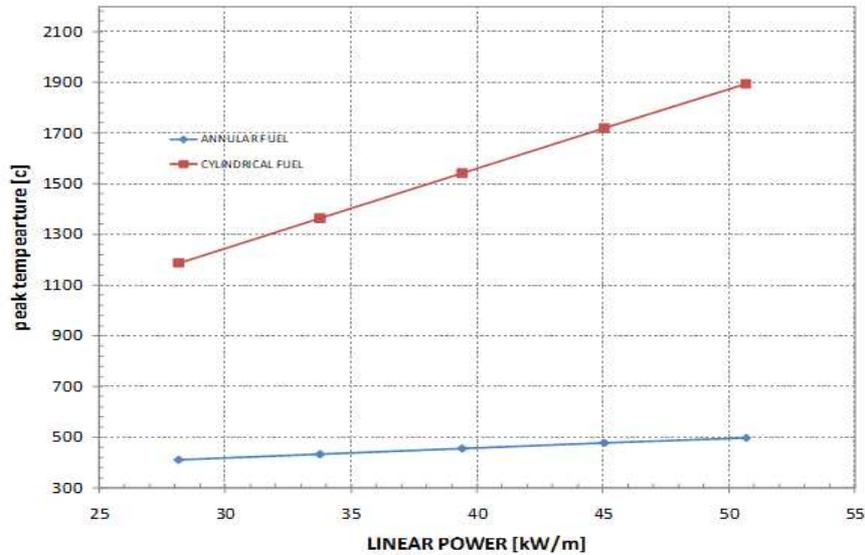


그림 3-2.4 기존 원통형 및 환형 핵연료 펠렛의 선출력에 따른 최대 온도 비교

(2) 사고저항성 연료 (Accident Tolerant Fuel)

- 지르칼로이 피복재 표면을 사전에 산화 처리하여 산화 반응이 발생하는 온도(반응 가속 임계 값)를 증가시키는 사고저항성 연료에 대한 많은 연구들이 수행되고 있음. AS-PHWR도 이러한 사고저항성 연료를 이용하면 대량의 지르칼로이 사용에 따른 수소 발생 등의 문제를 해결할 수 있으며, 또한 UO₂ 펠렛 표면에 대한 사전 산화처리를 통해 추가적인 사고저항성을 도출할 수도 있을 것임.

나) 연료 집합체 개념 설계 (Conceptual Design of Fuel Assembly)

- 다양한 노심 및 연료 다발, 연료 집합체에 대한 설계 옵션을 검토한 후, 그림 3-2.5와 같이 연료 집합체에 대한 최적 형상을 설계하였음. 수직의 육각형 매트릭스 안에 19개의 환형 핵연료다발을 배치하고 이를 이중벽의 측판(shroud)으로 감싸 감속재(moderator)와 열적으로 분리하도록 함. 이때, 감속재는 연료 집합체와 동일한 압력을 유지하며 다만 온도만 다름. 각각의 연료 집합체 출력 그룹을 통한 유동은 일정 범위의 유동-출력 매칭이 유지되도록 하부의 공통 플레넘(common plenum)에서 제어됨. 열수송 계통(heat transport system)에서는 펌프를 사용하지 않고 자연 순환에만 의존하는 것을 고려하고 있지만, 개념 설계 단계에서는 우회 펌프(bypass pump)를 포함하도록 함. 압력 제어는 히터와 스프레이 조합을 이용하는 전통적인 가압기(pressurizer)를 이용함. 열수송계통(HTS, Heat Transport System) 압력은 감속재 계통과 공유되며 큰 용량의 감속재 탱크는 비

상노심냉각수 탱크와 같은 기능을 담당함.

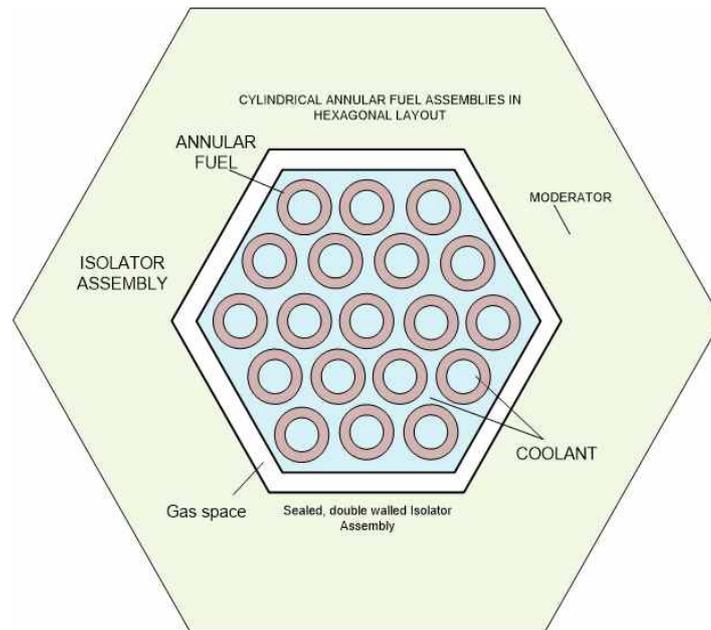


그림 3-2.5 AS-PHWR 연료집합체 설계 개념

- 육각형의 연료 집합체는 육각 셀 패턴을 갖는 노심에 위치됨. 감속재는 냉각재와 열적으로 분리되어 있지만, 그림 3-2.6에 나타난 바와 같이 냉각수와 상호 연결되어 압력을 유지함.

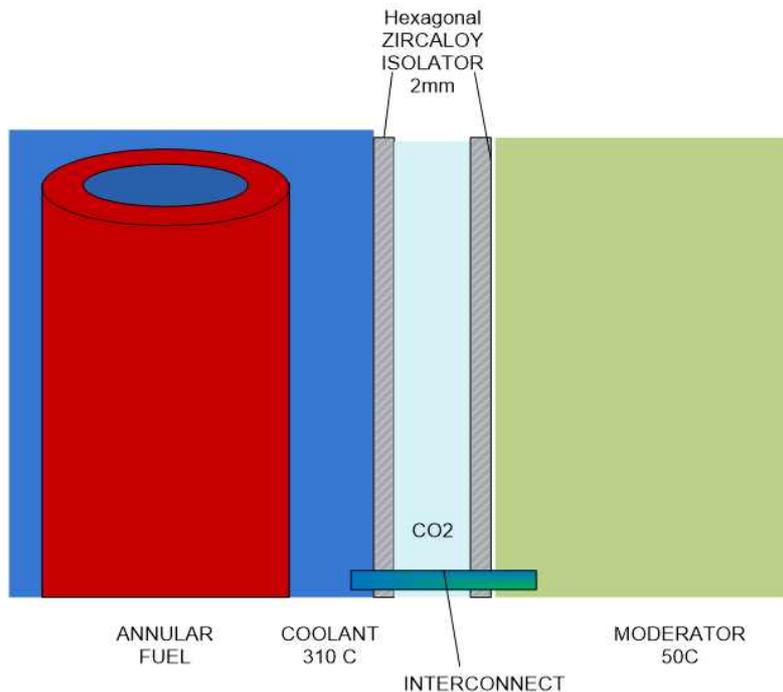


그림 3-2.6 냉각수 및 감속재 사이 개념도

다) 노심 개념 설계(Conceptual Design of Core)

- 동일한 압력용기 내부에 감속재와 연료집합체가 수직으로 위치하는 AS-PHWR 노심은 그림 3-2.7과 같음. 감속재와 냉각수는 동일한 압력을 유지할 수 있도록 그림 3-2.6에 나타낸 바와 같이 노심 하단부에서 서로 연결되도록 설계되었음. 이때, 감속재 탱크는 피동 비상노심냉각(passive ECC) 기능도 동시에 가짐. 각각의 연료집합체에 대한 출력-유동 비율(power to flow ratio)을 맞추기 위해 입구 플레넘으로부터의 냉각수 유동이 연료 집합체 인터넥트를 통해 조절되며, 출구 플레넘에서 냉각수는 다시 혼합됨. 연료교환기를 이용하여 노심 상단에서 연료집합체의 인출/재장전/재배치 등의 작업이 수행됨.

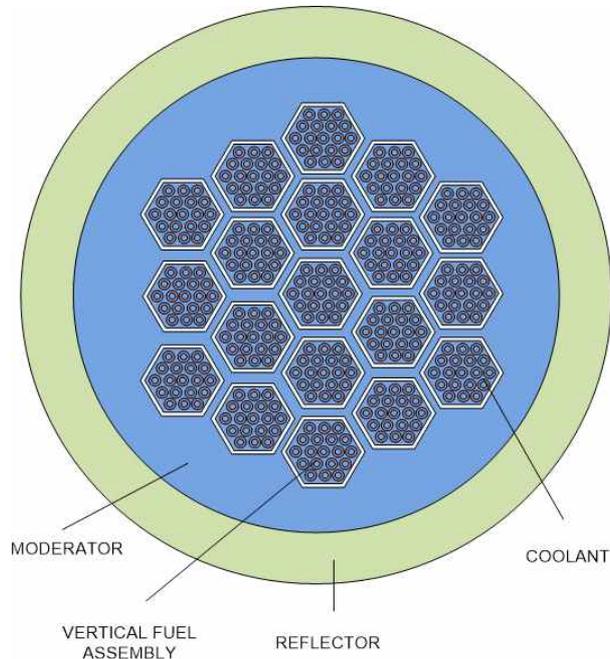


그림 3-2.7 연료집합체 배치 개념도

라) 열수송계통 개념 설계(Conceptual Design of Heat Transport System)

- 개략적인 열수송 계통은 그림 3-2.8과 같음. 일차 열수송계통(primary heat transport system)은 2개의 루프(loop)로 구성되어 2개의 증기발생기를 통해 고온 증기를 2차 계통으로 배출하고, 감속재 계통은 노심 하부에서 일차계통과 연결되어 동일한 압력을 유지함. 이때 시스템 압력은 약 15 MPa 정도이며, 피동 기능을 갖는 비상냉각계통도 노심과 연결되어 있음.

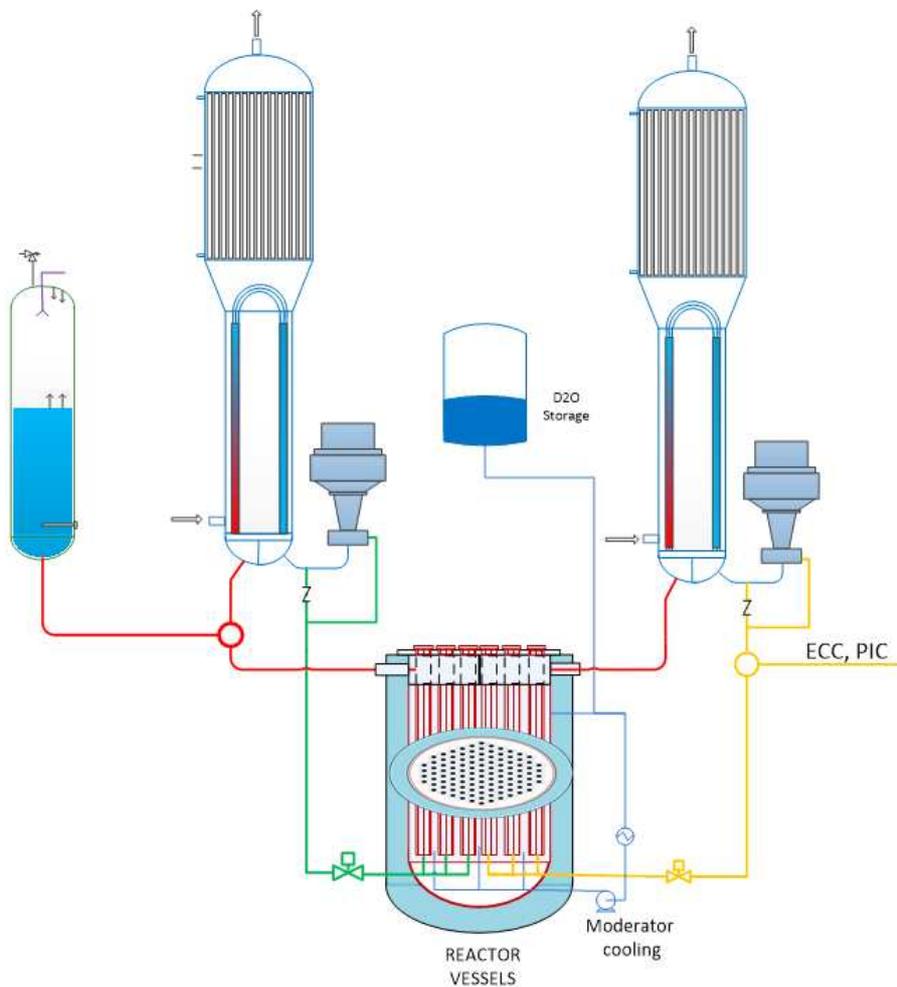


그림 3-2.8 AS-PHWR 열수송계통의 개념 설계

마) 원자로건물 개념 설계 (Conceptual Design of Containment)

- 원자로건물 (containment)은 이중벽으로 구성되며, 압력 억제를 위한 추가의 공간을 그림 3-2.9에 도식적으로 나타낸 것처럼 원자로건물 외부의 지하공간(external

subterranean emergency vent volume)에 설계함.

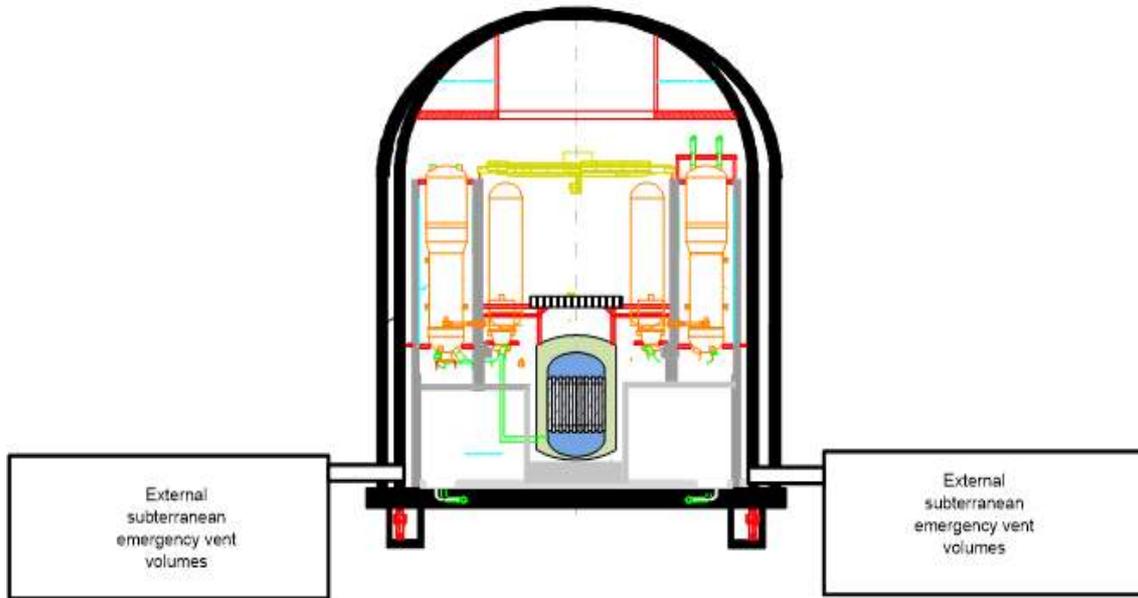


그림 3-2.9 원자로건물 개념 설계

5) 600 MW 열출력 AS-PHWR 노심 설계 (Design for 600 MW Thermal Core)

가) AS-PHWR 노심 구조

- 600 MW 열출력을 갖는 AS-PHWR 노심(core)을 그림 3-2.10과 같이 설계하였음. 노심은 총 110개의 연료집합체(fuel assembly)로 구성되며, 각각의 연료집합체는 19개의 환형 핵연료를 포함하며 높이는 5 m임. 연료는 기존 중수로와 동일하게 천연우라늄(natural uranium)을 사용하며, 환형 핵연료 펠렛의 외경은 26 mm, 내경은 19.72 mm 이며 피복재(sheath) 두께 0.4 mm를 고려하면, 환형 핵연료의 총 외경은 26.8 mm, 내경은 18.92 mm임. 기존 중수로와 같이 가동 중에 핵연료 재장전이 수행되며, 정상 운전 기간 동안의 반응도 제어는 빠르게 작동하는 제어봉(control rods)과 독극물인 가돌리늄(Gadolinium) 분사에 의해 이루어짐. 이러한 두 개의 독립된 정지시스템(shutdown system)은 노심 정지 및 스크램 이벤트 시에 적용됨.

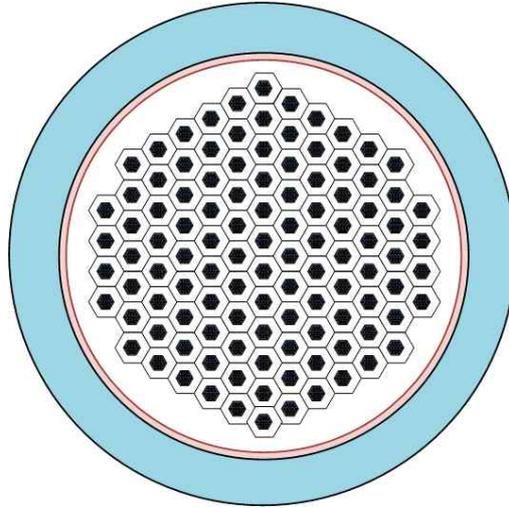


그림 3-2.10 600 MWth
AS-PHWR 노심 개념 설계
(압력용기는 저압의 경수로 채워진
반사체 내부에 위치, 냉각재는
감속재와 절연)

- 그림 3-2.11은 에어 갭(air gap)으로 절연 분리된 반사체/셸드 탱크를 포함한 전체 노심의 구조를 개략적으로 보여주고 있음.

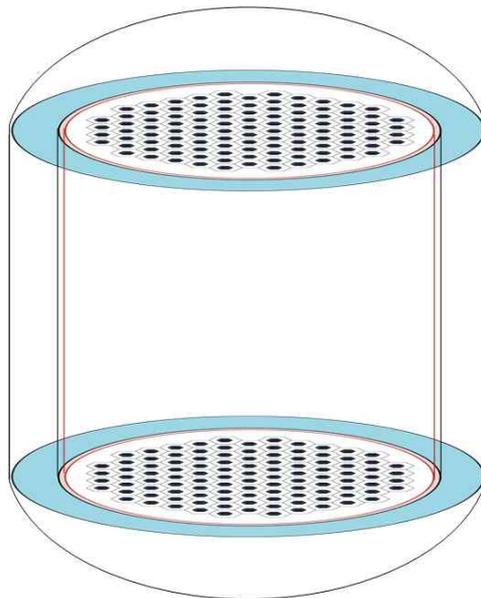


그림 3-2.11 에어갭 (air gap)으로 분리된 노심 구조
(반사체/셸드 탱크) 개략도

나) AS-PHWR 노심 설계 데이터

○ AS-PHWR 노심 관련 설계 데이터 계산값을 표 3-2.4에 정리하였음.

표 3-2.4 AS-PHWR 노심 설계 데이터

PARAMETER	VALUE	UNITS
Design Input Data		
F = Cross sectional area ratio of D ₂ O and UO ₂	16.75	[-]
N = number of fuel rings in each fuel assembly	19	[-]
D = UO ₂ PELLET OD	26	[mm]
t = sheath thickness	0.419	[mm]
H = dimension of hexagon flats	150	[mm]
P = Fuel assembly pitch	309	[mm]
T = thickness of annulus plus double walled isolator assembly	10	[mm]
t ₁ = Wall thickness inner isolator wall	2	[mm]
t ₂ = wall thickness outer isolator wall	2	[mm]
Number of fuel rings diagonally in hex inside the isolator walls	5	
Cell Dimensions		
S = dimension of hexagon assembly side	86.6	[-]
A ₁ = Cross sectional Area of fuel and D ₂ O inside the fuel assembly	19485.6	[mm ²]
A ₂ = Total Cross sectional area of Isolator assembly including the double walled isolator	25028.1	[mm ²]
A ₃ = Total Cross sectional area of single fuel cell of fuel assembly pitch	82689.0	[mm ²]
A ₄ = moderator cross sectional area outside the fuel assembly	57660.8	[mm ²]
Total moderator cross sectional area		
Cross sectional area of walls and gap	5542.6	[mm ²]
Cross sectional area of insulating gas	3325.5	[mm ²]
Cross sectional area of metal in outer jacket	1163.9	[mm ²]
cross sectional area of metal in inner jacket	1053.1	[mm ²]
Fuel Dimensions		
A _F UO ₂ = UO ₂ cross sectional area (A ₁ +A ₄ -A _F Zr)/(F+1) -uses A _F Zr iteratively	4285.9	[mm ²]
Single fuel element UO ₂ cross sectional area	225.6	[mm ²]
UO ₂ PELLET ID	19.72	[mm]
FUEL ELEMENT OD (includes sheath)	26.838	[mm]

PARAMETER	VALUE	UNITS
FUEL ELEMENT ID (includes sheath)	18.88	[mm]
$A_f Zr$ = cross sectional area occupied by Zr sheath	1143.4	[mm ²]
Fuel element metal (UO ₂ +Zr) cross sectional area	285.8	[mm ²]
Fuel element inside flow area	280.0	[mm ²]
A_5 =Total cross sectional area occupied by fuel ring (UO ₂ +Zr)	5429.3	[mm ²]
A_6 =Total flow area inside of fuel elements	5319.1	[mm ²]
A_7 = Flow area outside the fuel annuli	8737.2	[mm ²]
Minimum distance between fuel rings	6.50	[mm]
Flow Characteristics		
Fuel inner hydraulic diameter = $4 \cdot \text{area} / \text{perimeter}$	18.88	[mm]
Fuel inner flow diameter	18.88	[mm]
Ratio of flow to hydraulic diameters inner	1.00	[-]
Fuel outer hydraulic diameter = $4 \cdot \text{area} / \text{perimeter}$	16.47	[mm]
Fuel outer flow diameter = $(4 \cdot \text{area} / \pi)^{0.5}$	24.20	[mm]
Ratio of flow diameter to hydraulic diameters - outer subchannels	1.47	[-]
Ratio of flow areas inner to outer	0.61	[-]
Estimate of ratio of inner to outer subchannel flows	0.65	[-]
Ratio of heat transfer surface area inner to outer of fuel rings	0.70	[-]

[참고 문헌]

- (1) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, IAEA, 2016
- (2) Wm. J. Garland, The Essential CANDU, A Text Book on the CANDU Nuclear Power Plant Technology, UNENE, ISBN 0-9730040, 2014.
- (3) Y. S. Yang, C. H. Shin, T. H. Chun & K. W. Song, Evaluation of a Dual-Cooled Annular Fuel Heat Split and Temperature Distribution, Journal of Nuclear Science and Technology, 2009.

4. 초소형 및 특수목적 소형원자로 기술

4-1 고온가스 초소형 원자로

가. 초소형원자로

1) 초소형원자로 개요

- 최근 원자로 개념은 기존의 대용량 상용원전과는 달리 점차 소형화되는 추세이며, 소용량화를 통해 현재 비전력망지역 주력 에너지원인 디젤 발전기를 대체함으로써 안정적인 열원을 이용한 전력생산 뿐만 아니라 일반 산업적 응용을 위한 다양한 수단 제공 가능.



그림 4-1.1 초소형원자로 개념 요약

- 매우 다양한 형태의 개념으로 구성되는 초소형원자로는 대부분 전기출력 10MWe 이하의 용량으로 설계되어 발전 및 지역난방, 담수화, 수소생산 등의 비발전 분야

산업적 열원응용에 활용.

- 트럭이나 기차를 이용한 육상뿐만 아니라 해상 및 공중 운송이 가능한 크기 및 무게로, Plug-and-play 설계개념을 채용하여 격지 및 오지, 그리고 군사기지와 같이 접근이 제한적인 지역의 에너지 수요대응에 적합.
- 초소형원자로 개념은 다양한 가스, 액체금속, 용융염 냉각재 및 열전도관-냉각 개념을 통해 구현 가능하며, 이 중 '20년대 중반 첫 데뷔를 목표로 초소형원자로 개념 및 요건에 가장 적합한 기술적 완성도를 갖는 가스냉각 방식 및 열전도관-냉각 방식에 대한 집중적 연구개발 진행 중.
- 자연재해 피해지역 지원을 위한 긴급 에너지원 제공 등의 특수목적 활용에 적합한 개념으로, 핵연료 재장전 없이 10년 이상의 장기간 운전이 가능하고, 수명을 마치거나 수요가 없어진 경우 신속 철거를 통해 새로운 원자로 등으로의 교체가 용이.
- 초소형원자로의 일반적 특징(Features)은 다음과 같이 요약됨
 - ① 모듈화(Factory fabricated)
 - 기기 및 구성품은 공장에서 제작/조립 완료 후 현장에서 직접 설치 가능
 - 기존 상용원전과 같은 대규모 토목공사가 필요치 않고, 원자로의 신속한 설치 및 운전이 가능하므로 자본비용의 획기적 감소 가능
 - ② 이동성(Transportable)
 - 작은 크기의 원자로 및 제반 구성품으로 인해 트럭, 철도를 이용한 육상이송은 물론 배나 항공기를 이용한 원격지 장거리 이송 용이
 - ③ 자율제어(Self-regulating)
 - 단순하고 예측 가능한 혁신적 설계개념을 통해 운전 시 자율제어가 가능하여 다수의 전문 운전원이 필요치 않으며, 노심용융사고의 원천적 배제가 가능한 피동안전계통을 채용하여 안전성을 극대화

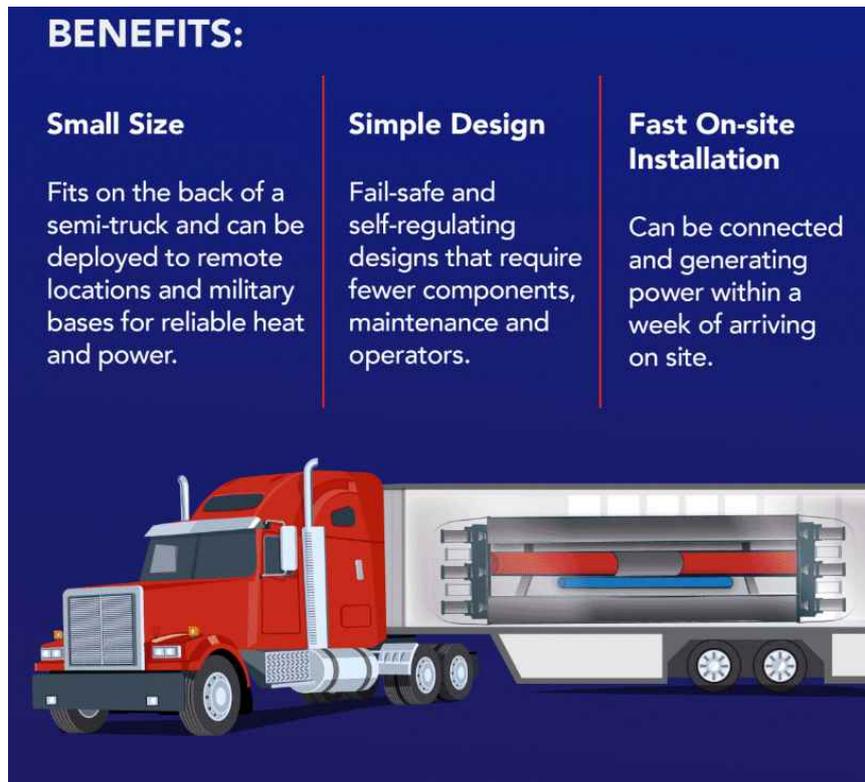


그림 4-1.2 초소형원자로 특징점

2) 연구개발 배경 및 필요성

가) 분산형 전원 시장 확대

- 재생에너지는 '20년대부터 석탄화력 전원 비중을 추월하여 '40년에는 총 전력공급의 40%를 담당할 것으로 전망.
 - 분산형 전원⁸⁾으로 분류되는 재생에너지의 확대에 의해 발전 부문 내 지속가능성, 환경친화성, 유연성에 대한 요구가 증가.
 - 이에 따라 여러 발전원의 속성을 고려하여 재생에너지와 최적의 효과를 달성할 수 있는 에너지 믹스에 대한 연구가 활발히 진행 중.
- 미래 전력시장은 공급 측면에서 중앙집중형(Centralized) 및 분산형(Decentralized) 전원 시장으로 양분 전망.

8) 분산형 전원: 중앙집중식 전원과 구분되는 것으로서 전력 소비지역 부근에 분산하여 배치 가능한 전원

- 중앙집중형(Centralized): GWe급의 대형 발전기와 연결된 광대역 송배전망으로 구성.
 - 분산형(Decentralized): 소형 발전기와 연결된 소규모 배전망 및 국소 전력공급/저장 시스템인 마이크로 그리드로 구성.
- 세계 전력시장의 발전원별 발전용량은 시장의 수요 변화를 중심으로 꾸준히 변동되어 왔으며, 2017년을 기점으로 분산형 전원 시장의 발전 용량이 중앙집중형 전원 시장을 초과하고 이후로도 지속적으로 증가할 것으로 예측 됨[1].
- 300GW 용량 이상의 중앙집중형 대형 발전소가 2026년까지 분산형 전원으로 교체될 것으로 전망.

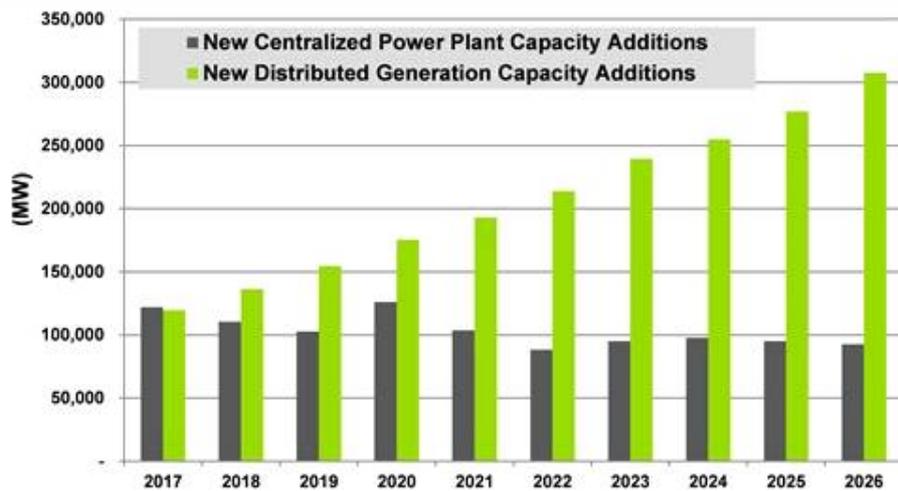


그림 4-1.3 세계 전력시장에서의 분산형 전원 발전량 변화 추이

- 분산형 전원 시장의 급격한 성장은 우선 디젤 발전기를 이용하여 시작될 것이며, 이후 신재생 에너지원이나 연료전지, 그리고 초소형 터빈 발전시스템 등이 분산형 전원 시장을 이끌 것으로 전망.
- 분산전원 시장의 도래 및 성장 원인은 가격합리성(affordability), 신뢰성(reliability), 유연성(flexibility), 탄력성(resiliency), 그리고 에너지 안보(energy security) 등의 여섯 가지 사회경제적 요인에 근거

그림 4-1.4 초소형원자로 일반 설계요건

Requirements	Descriptions
R1	Portability: utilization in different environments and conditions. The MR must be able to be operated remotely or autonomously in different environments, like: space, oceans and other hostile Earth regions, with little project modifications. Each one of these environments has characteristics that are very different from others. Therefore, the utilization of the same reactor project in those environments is impossible. Some adaption in a basic design must be made
R2	Flexibility: use in electricity, hydrogen or heat generations. The MR must be the thermal power source of a versatile energy conversion platform that can generate electricity, heat for processes, steam, etc. To satisfy this requirement the reactor operation temperature must be the highest possible
R3	Transportability: MR platform must be able to be transported by the usual means utilized in the target environment. Dimensions and/or weight must be considered premium on this case
R4	Safety/Survival: fail-safe, passive shutdown and robustness. The reactor plant must be protected against all events identified in the base accident scenario considered for the target environment, including transportation accidents. The MR must be able to survive or, at least, to operate partially and safely after a low level accident condition or malfunction. Safety must be based as much as possible on physics phenomena and passive systems. If the reactor fails definitely, it must fail in a condition that preserve its integrity and that does not need an external intervention for definitive passive shutdown. In all conditions the decay heat must be safely removed
R5	Longevity: long-life without maintenance. The MR must be able to longtime operation, years, without periodic maintenance. Sub-systems that are critical to the reactor operation must have suitable redundancy and diversity to enable the reactor operation if one of them failed
R6	Extrapolation: as much as possible adherence to the GEN-IV requirements for terrestrial high power applications. The technologies used in a MR shall be extrapolated to enable high power reactor units that can be used to supply the society energy needs

Ref.: Jamil A. do Nascimento , et al., "Advanced Micro-Reactor for Space and Deep Sea Exploration: A Scientific Brazilian Vision," 2011 International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2011, Belo Horizonte, MG, Brazil, October 24-28 (2011)

- 다가올 '20년대 미래 산업시장 조사(Zion Market Research[2])에 의하면, 2017년에 USD57.36 billion이던 세계 분산전원 시장 규모는 2018년부터 매년 10.3%의 연평균성장률을 보이며 급성장하여 2023년에는 분산전원 시장으로부터 창출되는 수입 규모가 USD103.28 billion에 이를 것으로 전망.

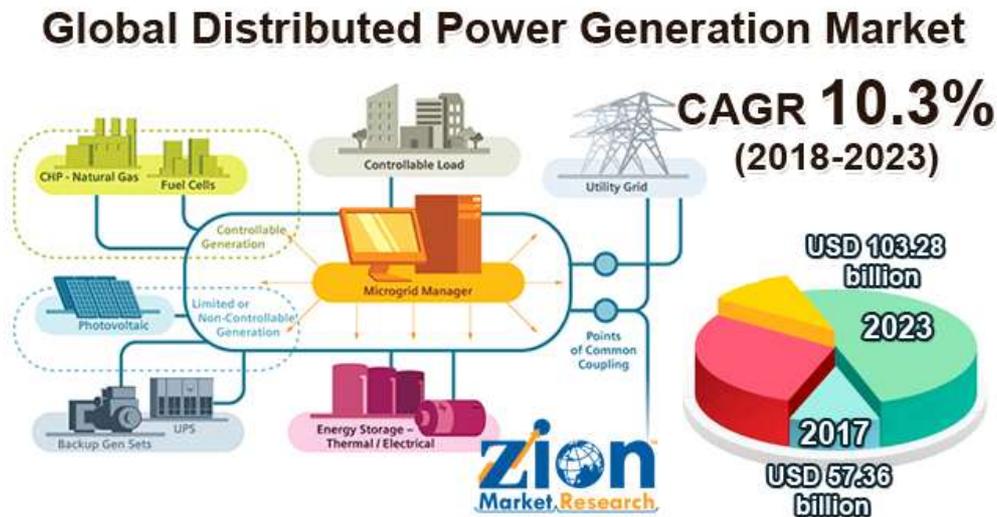


그림 4-1.5 세계 분산전원 시장의 시장규모 전망

나) 연구개발 환경 변화

- 정부의 에너지 전환정책 반영

- 정부의 원자력 분야 정책 변화에 따라 대형원전 건설이나 신규 원자력시스템 개발이 현실적으로 어려운 상황에서 그동안 확보한 미래원자력 핵심기술 역량을 기반으로 초소형원자로 기술개발 추진.
- 에너지전환정책에도 불구하고 정부는 '3차 에너지기본계획'을 통하여 원전산업 생태계 유지와 원전 수출 시장 개척을 적극적 추진하고 있으며, 또한 재생에너지 백업전원을 신기후체제에 온실가스 감축 목표에 부합하는 수단으로 마련하고자 함.
- 경수로 기반 소형원자로는 미국, 중국, 러시아 등이 상용화를 추진 중이며 기존 상용원전과 같이 기술 및 시장 확보 경쟁이 심화되고 있지만, 틈새시장인 초소형원자로의 대부분의 국가가 개념개발 단계 수준으로 먼저 기술을 확보한 나라가 시장을 주도할 수 있음.
- 초소형원자로 시장은 단기적으로 전력망이 없는 오지 광산 및 주거 지역이 목표 시장이 될 것이며 향후 기술 실증이 완료된 후 동남아시아 및 북아프리카 등의 비전력망 지역으로 확대된 시장이 형성될 것으로 기대하고 있음.
- 영국은 '30년대까지 세계시장에서 총 2,850 MWe(5 MWe급 초소형원자로 약 570기)의 수요를 전망하였으며, 10 MWth급 초소형원자로를 개발하고 있는 U-battery사는 2035년 239기의 초소형원자로 수요를 예측함.
- 캐나다는 '30~'40년대 전세계 70,000개 격지(격리 도서지역 포함) 및 비전력망 지역에 전력 및 에너지를 공급하기 위해 연간 300억불(CAD)의 수요를 전망하고 있고, 캐나다 원자력연구소는 세계 각국의 19개 산업체 또는 연구기관에서 소형 원자로 개발에 대한 참여 의향서를 접수 받았으며, 이 중에서 7개 노형이 캐나다 규제기관 CNSC의 사전 검토 절차인 VDR(Vender Design Review)을 신청함.

○ 국내 에너지 수요 예측

- 국내의 경우 2035년까지 분산전원·수요관리 등의 기술에 4조원 투자, 원천기술 투자규모는 2022년까지 3배 이상 확대 계획이며, 국내 청정 도서지역의 디젤발전을 대체할 수 있는 분산형 청정 전력/에너지 공급원으로 초소형원자로 수요 가능.
- 연구개발을 통한 초소형원자로의 NOAK 개념을 도입함으로써 현재의 디젤발전 대비 경제성 확보 가능.
- 해외 수출시장 개척뿐만 아니라 국내 군사 목적 또는 민수용 도서지역 분산 에너지원으로 미래 활용가치가 높은 기술 확보 추진.

표 4-1.1 초소형 원자로 군사기지 적용성 평가*

항목	StarCore HTGR	LANL HPR	RPS
연료선적감소량	5MWe 1기당 연간 1287 tankers	2MWe 1기당 연간 515 tankers	200kWe 1기당 연간 50 tankers
디젤발전 대비 면적	35%	<u>50%</u>	180%
작동 후 운송시간	7일 이상	~4일	< 1일
조약 및 정책	필요	필요	불필요
디젤발전 대비 비용	35%	<u>32%</u>	42%
방어 수준	High	High	Moderate
선행 투자 비용	Large	Large	Moderate-Large

*미국 국방부, Final Report of the Defence Science Board Ad. Hoc. Committee on Energy Systems for Forward/Remote Operating Bases, August, 2016

- 초소형원자로에 특화된 고효율 동력변환 계통, 중대사고 배제 핵연료, 열원 응용분야 연계 기술, 축소형 에너지 시스템 성능 검증 등 기술 선도적 핵심기술을 개발하여 세계시장에서의 초소형원자로 시스템 기술 분야 경쟁력 확보 방안 도출.
- 미래시장 수요 다변화에 대비한 다양한 열원응용분야 대응기술 요구
 - 다양한 에너지 플랫폼(전력, 산업체 공정열, 지역난방)에 대한 열원 제공.
 - 디젤발전 대체를 통한 환경문제 대안 제공 및 디젤 대비 가격경쟁력 확보.
- 세계 분산전원 시장의 '30년대 급격한 성장 전망에 선도적으로 대비하기 위한 수출형 초소형원자로 독자기술 확보.
 - 혁신기술 기반의 독자적 초소형원자로 개발 필요성 대두.
- 원자력과 미래국방 융합기술 개발 추진 및 원자력분야 신산업 발굴.
 - 민수 및 군사분야 공통기술 개발 및 맞춤형 수요대응 전략 수립.
 - 짧은 설치 및 해체 시간
 - 자연(피동) 냉각 가능
 - 연료교체 최소화 또는 교체주기 10년 이상
 - 전문 운전원 최소화 요구로 자율/반자율 운전
 - 즉각적인 긴급정지와 피동냉각 가능
 - 핵비확산성 확보
 - 적 공격이 원자로에 주는 영향 최소화

- 국민, 군인, 환경에 미치는 위험요인 최소화

다) 연구개발 필요성 및 시급성

- 최근 급격히 성장하고 있는 신재생에너지(태양광, 풍력 중심)의 간헐성을 보완하는 에너지 믹스 구축에 활용이 용이하고 신기후 체제에서의 온실가스 감축목표에 부합하는 에너지원임.
 - 미국 뉴저지주, 뉴욕주, 일리노이주, 코네티컷주 등은 원자력에너지가 지속 공급 가능한 유일한 무탄소 배출 에너지원이라는 점을 고려하여 주정부 차원에서 Zero emission credit을 원자력에너지에 적용.
- 군사기지용으로 태양광, 풍력 등의 신재생 에너지도 고려될 수 있으나, 전력수급의 안정성과 작전 수행에 필요한 에너지 용량을 종합적으로 고려할 때, 신속하고 안정적으로 전력 공급을 위해 현재의 디젤발전기를 대체할 수 있는 군사기지 에너지원으로 초소형원자로가 가장 적합.
- 기존 대형 원전 시장과 별개로 비전력망 지역 및 전력 수급안정성을 필요로 하는 특수 지역(데이터센터, 광산, 반도체 공장, 제철소, 해양 플랜트 등) 에너지 시장에 대한 관심이 계속 증가하고 있으며, 이를 위해 온실가스를 배출하지 않는 MWe급 에너지원에 대한 수요가 증가할 것으로 전망됨(LNG, 석탄 발전소 대체).
- 미국, 중국, 러시아 등의 원자력기술보유국들은 극지/오지/군사기지용 또는 소규모 분산 전원용 초소형원자로 시장 확대에 대비하여 관련 연구개발을 진행하고 있으나, 국내 원자력기술은 대부분 대형경수로 관련 에너지 시장에 국한되어 있어, 미래 에너지원 시장의 한 영역이 될 초소형 원자로 시장에 대한 준비가 부족함.
- 40년 이상 확보한 상용경수로, 중수로, 연구로, 중소형모듈원전 SMART 기술을 바탕으로 초소형원자로 기술을 확립하고 향후 초소형원자로 세계시장 진출을 대비하여 수출 가능한 한국형 초소형원자로 개발 필요.
- 해외 선진국의 관련 기술도 기본설계 초기 단계 수준이기 때문에 기술격차가 크지 않아 국내 기존 원자력 기술력을 기반으로 연구를 시작하면, 초소형원자로 분야도 빠른 시일 내에 세계 수준에 도달할 수 있음.

3) 초소형원자로 연구개발

가) 개발 목적 및 활용 예상 분야

- ‘30년대 해외시장 선도를 위하여 혁신 미래기술을 탑재한 고유 브랜드의 다목적 초소형원자로 기술을 개발함으로써, 잠재적 미래 에너지 수요 대응 및 원자력 신산업 으로서의 수출시장 개척을 위한 기술기반 확보.
 - 혁신기술 개발 목표: 초소형원자로 시스템 설계 및 성능실증, 최고수준 안전성 확보를 위한 중대사고 배제 핵연료 설계 및 제조, 소형화를 위한 혁신 동력변환 계통 운용, 현장조립 등을 이용한 건설공기 단축 및 이동성 확보, 유지보수 및 운전 편의성 향상을 통한 응용범위 확대.
 - 초소형원자로 기술 분야의 후발주자로서 선진국과의 기술격차를 좁히기 위한 원자력시스템 공통 핵심기술 확보 지향.
- 미래사회 세계 분산전원 시장 급성장에 대비하기 위한 수출형 초소형원자로 독자 기술 확보/실증을 통해 세계 시장에서의 기술 우위 확보.
 - 혁신기술 개발 목표: 디젤발전 대비 경쟁력 확보를 위한 경제성 향상 및 전원공급 안정성 확보, 무인운전 및 자율진단 등의 4차 산업혁명기술 융합, 다양한 환경(해양, 통일한국, 청정 수소생산)에 적용될 수 있는 활용성 및 시장성 추구, 다양한 에너지 플랫폼(전력, 산업체 공정열, 지역난방)과의 기술연계를 통한 다목적 열원 응용기술 확보.
 - 극지/우주 등의 특수환경에 특화된 경제성 및 안전성 목표를 설정하고, 이에 대한 맞춤형 기술지원을 위한 핵심기술 확보 지향.

나) 초소형원자로 개념

- 출력별 원자로 분류에서 300MWe 이하는 소형 모듈 원자로, 30MWe 이하는 초소형원자로로 분류하며, 초소형원자로 중에서도 1MWe 이하는 주로 우주용 원자로 범주로 취급.

	1000 MW	~100 MW	~10 MW	~1 MW	~1 kW	
화력 및 신재생 에너지 활용	화력발전	화력발전	가스터빈	가스터빈 연료전지	연료전지 태양력/풍력	이차전지
원자력 에너지 활용 영역	대형 원자로	중형 원자로	소형 모듈 원자로	초소형원자로	우주용원자로	동위원소

그림 4-1.6 출력별 원자로 일반 분류

- 초소형 노형의 개념 및 활용처에 부합하도록 최상의 안전성 제공이 가능한 고온가

스로 및 열전도관-냉각 방식의 초소형원자로가 유망.

- 격지/분산 수요 전력 및 다양한 활용이 가능하도록 전기출력은 ~5 MWe 이하로 설정 필요.
- 원자로 모듈 및 부품의 공장제작 및 현장조립/설치가 가능하도록 설계하여 경제성, 활용성 향상 및 시장성 다변화에 기여.
- 공장 제작/조립된 원자로는 트레일러 운송이 가능한 크기(3×5×25m)이며, 배치 후 2개월 이내에 원자로 기동이 가능하도록 개발.



그림 4-1.7 초소형원자로 이동성 확보 기술 개념

- 중대사고 저항성 및 제반 핵심기술 적용을 위하여 입자형 UO_2 (Ref.) 또는 UN/UC(Alt.) 핵연료 사용.
- 안전성 향상 및 대피 필요성 배제를 위하여 노심손상 가능성이 없는 설계를 적용하여 중대사고를 원천적으로 배제, 방사능누출 원천 차단(EPZ 배제).

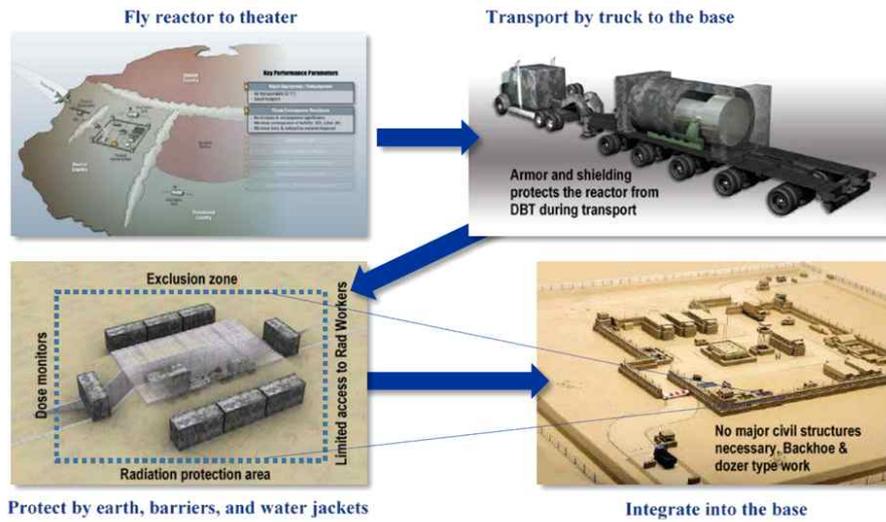


그림 4-1.8 초소형원자로 운전개념 (Ref. DoD Report, 2016)

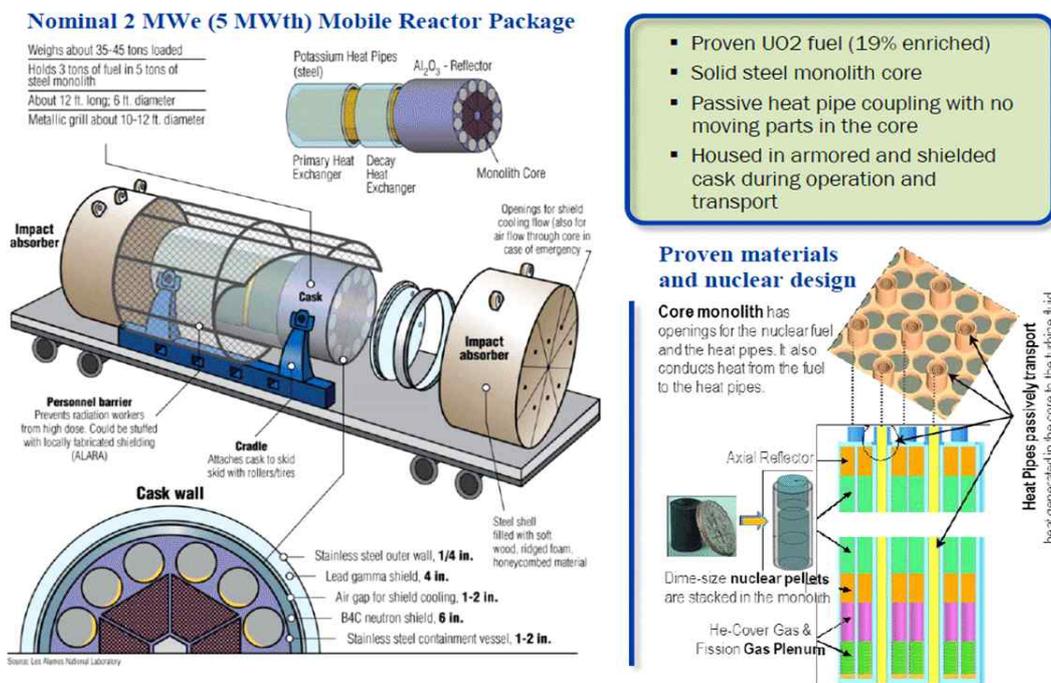


그림 4-1.9 초소형원자로 모듈화 개념 (Ref. MegaPower - Hologen, US)

- 완전 피동 안전계통 도입 및 사고시 운전원 대처시간 개념 삭제.
- 4차 산업혁명기술과의 융합을 통한 운용성 개선을 위하여 자율진단기술 도입, 무인 운전 또는 운전원 개입 최소화 추진.
- 외부 전원 없이 기동 및 정지가 가능하고, 부하추종능력을 확보하여 다목적 응용이

가능한 개념으로 연구개발 추진.

- 초임계 CO2 브레이튼 사이클 발전계통을 채택하고 경제성 향상을 추진하고, 한편으로는 Direct He 사이클 또는 Air 브레이튼 사이클 기술의 적용을 함께 고려함으로써 경제성 향상 및 공통 핵심기술 개발에 주력.
- 자연재해, 항공기 충돌 등의 보안 및 안전성 향상을 위하여 지하설치 고려.
- 미래사회를 대비한 원자력 시스템 응용 및 신산업 발굴과 관련하여 다목적 열원 응용(공정열, 합성연료 및 수소 생산)의 개념으로 연구개발 추진 필요.

다) 초소형원자로 설계특성

- MWe급 전기출력의 초소형원자로는 다음과 같은 특징으로 인해 격지 분산전력 수요를 목표로 하는 수출시장에서의 다양한 가치 창출.

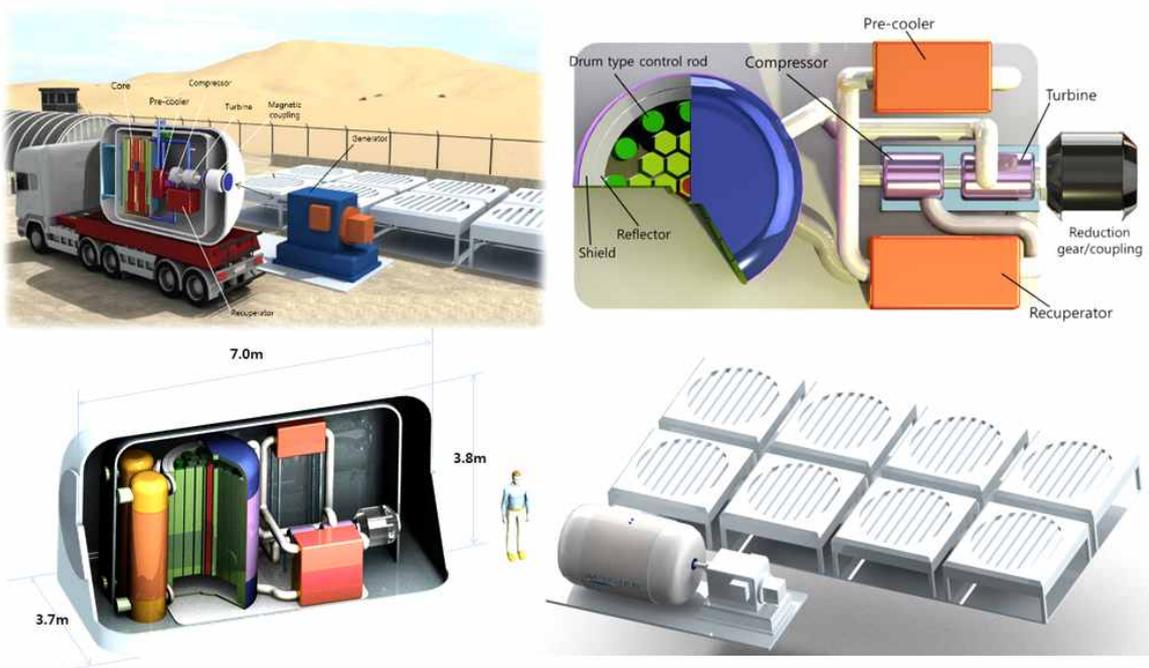


그림 4-1.10 초소형원자로 모듈화 개념 (Ref. KAIST-MMR, HTR2016 Conf., 2016)

- 원자로 냉각재계통

- 헬륨 등의 가스를 일차계통 냉각재로 사용하는 고온가스로 개념을 기준 설계개

념으로 채택하여 최상의 안전성을 제공하고, 이송 등의 특수목적 응용을 위하여 열전도관-냉각 원자로 개념을 대체 개념으로 선택하여 초소형 노형에 가장 적합한 연구개발 전략 수립.

- 가스 냉각원자로의 기본 특성 및 낮은 노심 열출력 특성을 종합적으로 반영하여 외부공기 자연대류에 의한 지속 냉각으로 완전 피동 안전성 확보가 가능하도록 잔열제거계통이 구성됨. 대체개념인 열전도관 냉각 방식의 경우, 열전도관 피동 열이송 특성을 이용한 자연냉각 안전성 확보 및 원격 운전이 가능하며, Monolithic Block의 열전도도, 고온 응력-변형 특성, 제작성, 중성자 조사 특성 등에 대한 기술적 고려 요구.

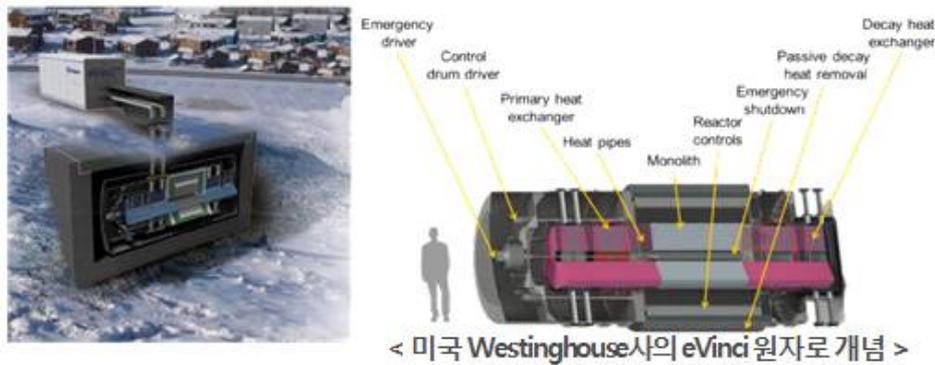


그림 4-1.11 초소형원자로 개념 특성

○ 핵연료

- 초소형원자로의 핵연료는 입자형 UO₂ 핵연료를 기준설계 개념으로 하고, UN 또는 UC 핵연료를 대체 개념으로 함, 중대사고 저항성 극대화 지향.
- 초소형원자로의 핵연료재장전주기는 기본적으로 설계수명(40년) 동안 핵연료 교체 없이 사용한 후 폐로하는 방식을 적용하는 10년 이상의 장수명 원자로 개념이며, 이를 통해 사용후핵연료의 발생을 최소화하고 격지/오지 적용을 위한 독립전원으로서의 기능요건을 충족하도록 함.

○ 안전성 및 경제성

- 초소형원자로는 핵연료의 특성 및 완전피동 개념의 안전계통을 반영하여 노심손상이 없는 것으로 간주하여 사고저항성의 극대화가 가능함. 특히, 중대사고를 원천적으로 배제하여 방사능 누출을 최소화함으로써 사고 시 대피 필요성 배제.
- 원자로 냉각재 및 핵연료 특성을 종합적으로 활용하여 계통을 극단적으로 단순화할 수 있으며, 높은 원자로 운전온도를 기반으로 하는 초임계 CO₂ 또는 검증된 가스터빈 사이클을 동력변환계통으로 활용하여 효율을 향상시킴으로써 경제성 향상에 기여.

○ 운전성능

- 전력망에 귀속되지 않는 초소형원자로의 특성을 기반으로 외부 전원 없이도 자유로운 기동 및 정지가 가능함. 4차 산업혁명기술 융합의 융합을 통해 무인운전 또는 최소한의 운전원을 요구하는 자율/반자율 운전이 가능하며, 자율진단 기술 도입 및 부하추종(시/분/초) 기능 및 부하변동 범위 확장을 통해 원자력시스템의 응용 다변화에 기여 가능.

○ 기타

- 모듈화 설계를 통해 핵연료를 포함하는 원자로계통의 공장제작, 이송 및 현장조립 설치 등에 매우 유리함. 특히, 미임계 설계를 통해 운반 중(트레일러 운송 가능) 핵연료 관련 사고의 최소화가 가능하며 배치 후 최소한의 기간 내에 원자로 기동이 가능함. 이와 같은 초소형원자로만의 고유 특성을 활용하여 경제성 향상 뿐만 아니라 초소형원자로의 활용성 및 시장성 다변화에 기여.
- 작은 규모의 장점을 활용하여 격리된 지하공간에 설치가 가능하여 군사목적 또는 특수목적 운용에 장점을 가지므로, 보안 및 안전성 향상 (자연재해, 항공기 충돌 대비 등) 측면에서 타 노형개념 대비 장점을 가짐. 궁극적으로 미래사회를 대비한 원자력 시스템 응용기술로서 공정열, 합성연료 및 수소 생산 등을 포함하는 다목적 열원응용 측면에서 무한한 기술 가치를 지님.

라) 국내외 연구개발 동향

- 최근 청정에너지 및 분산전원의 비중이 높아지는 세계 전력시장의 환경변화가 진행되고 있는 가운데, 미국, 캐나다, 영국을 중심으로 전력망이 없는 오지 광산, 주민 거주지, 군사기지 및 대형원전의 비상전원 등에 사용되는 디젤 발전을 대체할 목적으로 초소형원자로의 개발이 활발히 진행 중임.

- 특히 우주용 원자로를 포함하는 다목적 분산전원 개념의 다양한 용량의 초소형원자로 개발 분야에서 우리나라도 후발주자로서 선진국과의 기술격차를 좁히기 위한 원자력시스템 공통 핵심기술 확보 노력에 착수함.
- 국내외 초소형원자로 기술수준 및 연구개발 동향을 정리하면 다음과 같음.



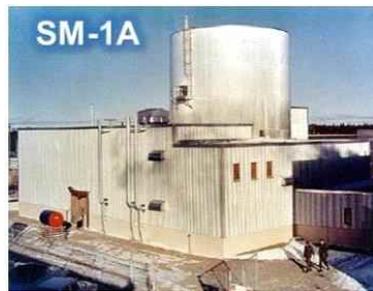
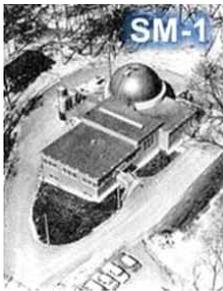
그림 4-1.12 초소형원자로 기술 동향 및 기술 수준

< 국외 현황 >

- 10 MWe 이하 초소형원자로는 1970년대 초반까지 국방용 또는 우주용으로 미국과 (구)소련 등 군사 강대국 주도로 개발이 진행됨.
- 1960년대에서 80년대까지 우주 개발을 주도하고 있던 미국과 러시아는 우주 발사체에 실기 위하여 경량/저출력(~수 kW급)으로 설계된 우주용 원자로(SNAP-10A, Romashka, TOPAZ-I&II 등)를 개발하여 인공위성 등에 전원을 공급하는 역할로 활용하였음.
- 과거 미국은 수 MWe급의 초소형원자로를 원격기지에 신뢰성 있는 동력원 제공 목적으로 개발하여 사용하였으며, 주로 경수로 기반으로 개발이 진행됨.

표 4-1.2 1960~1970년 대 미국 육군이 활용한 초소형원자로

원자로	출력(MWe)	노형	위치	기동	폐로
SM-1	2	PWR	Fort Belvoir, Virginia	1957	1973
SM-1A	2	PWR	Fort Greely, Alaska	1962	1972
PM-1	1	PWR	Sundance, Wyoming	1962	1968
PM-2A	1	PWR	Camp Century, Greenland	1960	1962
PM3A	1.5	PWR	McMurdo Station, Antarctica	1962	1972
SL-1	1	BWR	Arco, Idaho	1958	1960
MH-1	10	PWR	Panama Canal (USS Sturgis)	1967	1976
ML-1	0.5	GCR	Arco, Idaho	1961	1966



- 미국은 1954년부터 1977년까지 미육군의 ANPP(Army Nuclear Power Program) 계획에 따라 1~10MWe급의 원자로 8기(SM-1, SM-1A, PM-1, PM-2A, PM-3A, SL-1, MH-1, ML-1)가 건설되었음. 당시는 발전용 원자로 개발이 최초로 이루어 지던 시기로 미국 최초의 PWR/BWR/가스로 운전이 이루어졌음. 군사용 전기/난 방열/담수 공급 및 운전원 훈련 등의 다양한 용도로 사용되었으며, 이동형, 기지형 등 다양한 형태의 원자로 개발이 시도됨.
- 1970년대 이후 대형경수로 시장이 성장하면서, 초소형원자로 개발은 주춤했지만, 100MWe급 소규모 전력생산을 위한 소형원자로 연구의 지속 전망.
- 1980년대 미국과 캐나다가 공동으로 캐나다 북부 원격레이더기지용으로 열전도관 개념을 도입한 전기출력 15kWe 원자력배터리를 운용한 바 있으며, 후속으로 분산 전력용으로 600 kWe(열전도관 열이송, 증기터빈)까지 출력을 높이는 연구를 수행.
- 미 우주항공국(NASA)와 로스알라모스국립연구소(LANL)는 1990년대 Pu-238 생산 량 감소와 우주기지/우주선 추진 등을 위한 전력량 증가로 노심경량화 및 장수명 노심 설계가 고려된 열전도관 냉각로를 개발해 왔으며 최근 지상 실증시험을 완료 하고, NASA는 비행시험 및 원자로 관련 우주개발 미션 진행 중.

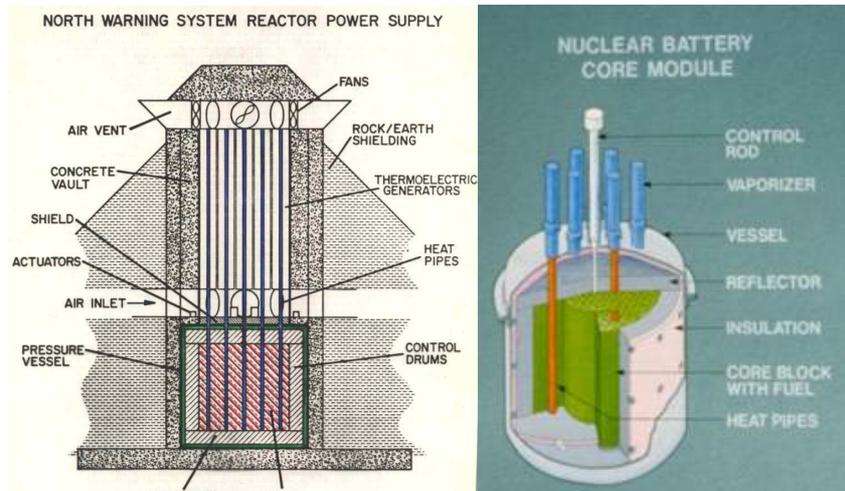


그림 4-1.13 열전도관(Heat Pipe) 이용 원자력 배터리 개념

- 2010년대에 들어서 분산형 전원의 필요성과 군사적 수요가 대두되면서 초소형원자로 개발 연구가 가장 활발히 진행되고 있음.
- 미국 국방부는 2016년에 기존의 군사기지용 디젤발전기를 대체하는 에너지원에 대한 평가를 마쳤고, 가까운 시기에는 100kWe급 방사성동위원소 열발전시스템을 활용하고 장기적으로 MWe급 초소형원자로를 활용하는 것이 적합하다고 평가함.
- 미국 LANL, Westinghouse 사와 Oklo사는 우주용 원자로 기술을 바탕으로 오지/극지/군사기지용 MWe 출력의 초소형 열전도관 냉각 원자로 개념을 개발하여 왔음.
- 미국 HolosGen사에서는 BOP 일체형의 초소형가스로인 HOLOS를 설계 중이며 모듈화 방식을 이용하여 3~81MWe급의 다양한 설계옵션에 대하여 개발을 진행하고 있음.
- 미국 Oklo사는 소듐 열전도관 기술을 이용하여 금속핵연료가 장착된 2MWe급 초소형 원자로를 설계하여 현재 NRC 예비 인허가 절차 수행 중임. LANL에서는 2MWe급의 칼륨 열전도관원자로인 MegaPower를 개념설계하였으며, Westinghouse사에서는 0.2~5MWe급 열전도관원자로 eVinci를 설계하여 NRC 인허가를 진행 중이며 2023년 첫 데모를 앞두고 있음.
- 2018년 DOD에서는 U-Battery, MegaPower, eVinci, HOLOS 등에 대하여 이동형원자로 후보로서 검토를 수행한 보고서를 발행함.

- 미국 에너지부는 2027년 미국 내 MWe급 열전도관냉각 원자로 건설을 목표로 초소형원자로 설계 프로젝트를 진행하고 있으며, 미국의 국립연구소들이 원자로 설계 및 열전도관 원자로 실증시험을 수행하고 있음.
- 러시아는 1960년대에서 80년대에 걸쳐서 탱크 탑재용 PWR 방식의 2MWe급 TES-3과 트럭 2대 분의 크기로 제작된 N2O4 냉각방식의 원자로인 0.6MWe급 Pamir-630D를 개발하였음. 러시아의 OKBM은 2014년 부유식 선박용 가압경수로 6~9MWe급 ABV-6E를 설계했고, NIKIET은 2017년 6.6MWe급 가압경수로 SHELF를 설계하였으며, 이들은 건설준비를 앞둔 상세설계 단계임.
- 일본은 Toshiba는 2000년대에 10MWe급 소형 SFR인 4S을 설계하여 미국 인허가 절차를 진행하고 있음.
- 영국의 U-Battery사는 2010년대에 2MWe급 He 가스로 개념설계를 수행함.
- 캐나다원자력연구소(CNL)는 2026년 실증을 목표로 비전력망지역인 북부의 광산이나 거주 지역의 에너지 공급원으로 2017년에 초소형원자로 개발에 착수하였으며, CNSC에서는 세계 각국의 7개의 후보 노형들에 대하여 예비 인허가(VDR) 절차를 진행 중임.
- 총 19개 기관과 산업체로부터 참여 의향서가 접수되는 등 최근 들어 미래 원자력 시장에서 초소형원자로가 비전력망지역의 에너지 공급원으로 주목받음.
- 열전도관 원자로 이외에서 아래 표와 같이 고온가스로, 납냉각고속로 등 다양한 노형 방식의 초소형원자로가 개발 중.

표 4-1.3 최근 해외 초소형원자로 개발 현황

원자로	개발자	출력 (MWe)	Type
U-battery	Urenco-led Consortium, UK	4	고온가스로
Starcore	Starcore, Quebec, Canada	10~20	고온가스로
USNC MMR	Ultra Safe Nuclear, USA	5	고온가스로
Gen4 module	Gen4(Hyperion), USA	25	Pb-Bi 냉각 고속로
SEALER	LeadCold, Sweden	3~10	납냉각 고속로
eVinci	Westinghouse, USA	1~25	Heat Pipe 냉각
MEGA Power	LANL, USA	2	Heat Pipe 냉각
Holos	HolosGen, USA	3~81	가스냉각로

- 미국 LANL과 아르곤국립연구소(ANL), 아이다호국립연구소(INL)은 열전도관 원자

로 설계를 위한 열전도관 설계코드를 개발하여 계통설계에 활용 중임.

- 미국 ACT(Advanced Cooling Technologies, Inc.)는 우주용 KiloPower 실증에 활용된 고온용 알칼리금속 열전도관을 개발하여 성능 시험을 성공적으로 수행하였으며, 관련 기술은 MWe급 원자로 설계에 활용 중임.



그림 4-1.14 고온/고열속 알칼리금속 열전도관

○ 기술 수준

- 이상에서 언급한 초소형원자로 분야의 국외 기술 수준은 노형에 따라 큰 차이를 보이고 있으며, 각각의 기술 수준은 다음과 같이 요약할 수 있음.
 - 일본의 초소형 소듐냉각고속로인 4S와 러시아의 초소형 가압경수로인 ABV-6E와 SHELF는 상세설계가 완료되어 인허가가 진행 중이거나 준비 중으로 건설준비 단계에 진입해 있음(TRL 7-9).
 - U-Battery, HOLOS와 같은 초소형 가스로나 MegaPower, eVinci와 같은 열전도관 원자로의 경우, 개념설계 진행 중이거나 완료된 수준임(TRL 3-4).
 - 열전도관 냉각 원자로의 경우 1960년대부터 현재까지 많은 개념연구를 수행해왔으나, 미국의 우주용 KiloPower를 제외하고는 실제 제작하여 검증하는 수준까지 수행된 것은 없는 상황임.
 - 미국은 우주용 원자로 실증을 통해 열전도관 원자로 관련 하드웨어 기술은 TRL 5~6 수준에 도달했다고 평가할 수 있으나, MWe 원자로 설계기술의 경우 기본 설계 수준인 TRL 4 정도로 평가됨.

< 국내 현황 >

- 한국원자력연구원은 2012년부터 2014년까지 우주 및 오지용 열전도관 냉각 원자로 노심 설계 개념 연구를 수행하였음.
- 2017년 한국원자력연구원은 10MWe급 초소형가스로 개념연구를 착수하여 20년 장

주기 노심 및 피동안전성 개념을 개발 중임.

- 한국과학기술원은 2013년부터 12MWe급 sCO₂-가스로 방식의 BOP 일체형 초소형 원자로(KAIST-MMR) 개념 연구를 수행 중임.
- 한국원자력연구원은 2019년에 현재 한국항공우주연구원이 개발 중인 한국형발사체에 탑재가능한 수 kWe급 열전도관 냉각 원자로 개념 개발하고, 핵심 열이송기기인 소듐 열전도관 시제품 국내제작/열성능 시험에 착수함.
- 대흥기업(주)는 2000년대 중반에 폐열회수 열교환계통 개발을 위해 국내 최초로 알칼리금속 열전도관 제조기술 개발 및 열성능 시험자료를 생산함.
- 한국표준과학기술연구원은 알칼리금속열전도관을 활용한 표준온도 측정 관련 연구 수행.
- 한국에너지기술연구원은 접시형태양열 발전용 AMTEC (Alkali-Metal Thermal to Electric Converter) 핵심기술의 일환으로 고온 루프형 열전도관을 개발 중.
- 세 기관에서 개발한 알칼리금속 열전도관은 원자로 냉각용으로 사용하기에는 열이송 출력이 부족하므로 이를 보완하기 위한 기술개발 및 성능 입증 연구가 활발히 진행 중.
- 기술 수준
 - 후발주자로서의 국내 초소형원자로 기술은 국외 선진국에 비해 큰 기술격차를 보이는 편이며, 초소형원자로에 대한 검토 및 초기 단계의 개념 연구 정도만이 수행된 상태로 국내 열전도관 냉각 원자로 설계 기술의 경우 기초개념 연구개발 수준인 TRL 2 정도에 해당함.
 - 그동안 한국원자력연구원과 한국과학기술원에서 수행된 초소형 가스로와 열전도관 원자로 개념 개발은 개념 연구 수준(TRL 1-2).
 - 향후 열전도관 냉각 개념의 채용을 위하여 열전도관 성능 입증을 위한 기초연구가 산학연 융합 연구로 진행 중임.
 - 국내 열전도관 연구 분야는 주로 전자기기 냉각 및 소형 태양열 발전소 등의 소형 저온 열전도관 연구에 국한되었지만, 최근 폐열회수 및 대용량 태양열 등 고온 열전도관 관련 연구가 진행되고 있음.
 - 국내 열전도관 설계/제조 기술은 연구용 시제품 제작 수준의 TRL 3정도이며, 열이송출력은 아래의 표와 같이 KiloPower 열전도관 제작업체인 ACT, Inc.의

40% 수준임.

4) 초소형원자로 개발 추진전략

가) 핵심 요소기술 정의

○ 초소형원자로 핵심기술 개발을 통한 최고 수준의 안전성 확보 및 수출시장에서의 기술 경쟁력 확보를 위해서는 다음과 같은 기술목표 달성이 요구됨.

- 안전성(Safety)

- 주어진 환경에서 사고 시나리오별로 피동정지, fail-safe에 관한 안전성을 충분히 확보하여 궁극적으로 계통 건전성 유지가 가능한 설계 요구
- 사고 시 외부 개입 없이도 원자로 잔열을 충분히 제거할 수 있는 피동 안전성 강화 설계개념 도입을 통해 최고 수준의 안전성 요건 충족

- 경제성(Economics)

- 독립적 분산전원으로 활용하기 위해 기존의 디젤발전 대비 기술 경쟁력 확보를 위한 경제성 향상 및 전원공급 안정성 확보 필수
- 주기기 소형화 및 최소화, 그리고 계통의 소형화, 모듈화, 블록화를 통한 건설공기 단축(24개월 이내)으로 Capital cost 절감 효과 기대

- 장수명(Longevity)

- 극한 환경에서의 운용 시에도 유지보수(연간 및 주기적) 없이 장기간 운전이 가능한 설계가 요구되며, 이를 위해 다중성(redundancy) 및 다양성(diversity)을 포함하는 다양한 계통 구비 필요
- 재장전주기 증대를 통한 가동율 증대 효과 기대

- 이송성 및 이동성(Portability or Transportability)

- 우주, 해양, 극지 등의 다양한 환경 및 운영조건에서의 설치를 위하여 크기나 계통 구성, 내륙 이송성 제고, 공장제작·현장조립, 유지보수/운전 편의성 향상 등을 종합적으로 고려한 초소형원자로의 모듈화/소형화/단순화 기술 확보 필요

- 지능형 자율운전(Autonomous operation)

- 자율운전 강화를 통해 격지 운용 시 주어진 열악한 운전조건에서도 안전성 향상 및 운전원수 감소(1/3 이하), 그리고 비전문 인력의 현장 운용 참여 가능성 등을 향상시켜 최상의 성능을 발휘할 수 있도록 하는 원격 및 자율 운전 기반 설계 요구

- 확정성(Extrapolation)

- 초소형원자로 기술은 미래사회의 다양한 에너지 수요에 적극적으로 대처할 수 있도록 다목적 열원응용 기술로의 확정성이 보장되어야 하며, 이를 위하여 제4세대원자로시스템(Generation-IV Reactor System) 설계요건의 잠재적 충족 필요

- 운용의 유연성(Flexibility)

- 향후 개발될 융합기술 또는 설계 유연성 확보 차원의 전력, 수소생산 또는 열원 제공 등의 다양한 목적으로 활용 가능한 플랫폼 제공이 가능하도록 하는 계통 설계기술 확보
- 초소형원자로 운용 시 부하추종, 담수, 수소생산, 에너지저장(ESS) 등을 종합적으로 고려하고, 이를 통해 장기적으로 신재생 에너지원과의 연계를 통한 하이브리드 운전 기능요건 충족 필요

○ 상기 기술개발 목표의 달성을 위해서는 초소형원자로 시스템을 구성하는 핵연료, 원자로계통, 안전계통, 동력변환계통 등에 대한 혁신기술 개발이 요구되며, 분야별 핵심 요소기술들은 다음과 같이 정리할 수 있음.

① 원자로시스템 기술

- 최상위설계요건, 안전성/성능요건 개발 및 설계기준 수립
- 핵심 설계전산코드 개발 및 인허가 추진(인허가 문서작성/ 신청/대응)
- 노심핵설계, 노심열유체해석, 계통안전해석, 핵연료성능분석, FP거동분석
- 피동안전성을 강화한 잔열제거계통 설계기술 개발
- 출력별 피동안전계통의 설계 단순화 및 최적화를 통해 피동안전성 극대화 기술 확보
- 개념설계/기본설계(노심, 핵연료, 주기기, 기계/구조, 원자로건물, BOP) 및 인허가요건 개발
- 주기기 제작성 및 조달방안 수립, 예가산정

- 지능형 자율운전 기술 개발을 통한 운전절차 간소화 및 인적오류 감소, 그리고 전문 운전 인력 수 감소 등을 통한 안전성 및 경제성 향상

② 중대사고 배제 핵연료 설계 및 제조기술

- 초소형원자로의 고유 핵연료 기술확보를 통한 중대사고 저항성 핵연료 및 안전성 극대화기술 개발 완료
- 정상운전 시의 성능 향상/유지를 통해 사고시 가혹환경에서 장기간 건전성 유지가 가능한 핵연료 기술
- 초소형원자로의 운전조건 및 개발 배경에 부합하는 초고온, 고연소도 피복입자 핵연료 개발 및 성능분석
- ZrC/SiC 다중코팅 노내외 FP 부식저항 성능 검증
- UN 연료핵 제조 및 피복공정 개발, 그리고 핵연료 연소성능 및 안전성 검증시험

③ 성능실증 축소형 상용장치 구축 및 검증 기술

- 다양한 시장요구에 대응하기 위한 초소형원자로 핵심기술 검증 및 인허가성 예비 검토를 통해 원자력 신성장 동력으로서의 수출 경쟁력 강화
- 성능실증 축소형 장치 설계/구축 완료 및 실증시험 DB 구축/결과 분석
- 혁신 지능형 계측, 진단/감시기술 개발 및 자율운전 분야 접목을 위한 융합기술 검증 및 적용성 평가

④ 동력변환계통 기술

- 초소형원자로 기술의 적용범위 확장 및 유연성 확보를 위해 초임계 CO₂ 발전 사이클 등의 혁신 동력변환계통 개념과의 융합기술을 고려하고, 경제성 등에 대한 종합 검토를 통해 응용 다변화 전략 개발
- 초임계 CO₂ 동력변환계통 설계, 배치 및 동적 구조건전성 평가, 주기기(터빈, 압축기, 열교환기) 설계 등의 핵심 요소기술 개발
- 초소형원자로의 운전조건 및 운용 환경 등과 연계한 초임계 CO₂ 계통 운전기술 및 시뮬레이터 개발
- 초소형원자로와 연계한 초임계 동력변환 발전계통의 검증시험 요건 설정, 시험 루프 종합성능 평가 및 소형 발전시스템 성능 실증

⑤ 다목적 열원응용기술

- 다양한 환경(해양, 통일한국, 청정 수소생산)에 적용될 수 있는 활용성 및 시장성 추구, 다양한 에너지 플랫폼(전력, 산업체 공정열, 지역난방)과의 기술연계를 통한 다목적 열원 응용기술 확보
- 디젤발전 대비 경쟁력 확보를 위한 경제성 향상 및 전원공급 안정성 확보, 무인운전 및 자율진단 등의 4차 산업혁명기술 융합

나) 주요 연구개발 내용

- 초소형원자로의 주요 기술현안 및 적용 방안, 그리고 현재 국내 원자력 정책 상황을 반영한 향후 핵심 분야별 주요 연구개발 내용은 다음과 같음.

표 4-1.4 초소형원자로 핵심 기술분야 별 주요 연구개발 내용

핵심기술 분야	연구내용
원자로 시스템 개발	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 최상위설계요건, 안전성/성능요건 개발 및 설계기준 수립 ◦ 독자개발 핵심 설계전산코드 인허가 추진(인허가 문서작성/ 신청/대응) <ul style="list-style-type: none"> - 노심핵설계, 노심열유체해석, 안전해석, 핵연료성능, FP거동분석 ◦ 인허가요건 개발 ◦ 개념설계/기본설계 <ul style="list-style-type: none"> - 원자로계통, 주기기, 원자로건물, BOP ◦ 주요기기 제작성 및 조달방안 수립, 예가산정 ◦ 상세설계 <ul style="list-style-type: none"> - 노심, 핵연료, 주기기, 기계/구조, 원자로건물, BOP
초임계 이산화탄소 동력변환 계통 개발	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 초임계 CO₂ 동력변환계통 설계 ◦ 초임계 CO₂ 주기기(터빈, 압축기, 열교환기) 제작 및 검증 ◦ 배치 및 동적구조건전성 평가 ◦ 초임계 CO₂ 계통 운전기술 및 시뮬레이터 개발 ◦ 검증시험 요건 설정 및 평가 ◦ 루프 종합성능 평가체제 구축 ◦ 응용 다변화 전략개발 ◦ 소형 발전시스템 성능실증
중대사고 배제 핵연료 설계 및 제조기술 개발	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 초고온, 고연소도 피복입자핵연료 성능분석 및 최적 설계 기술 개발 ◦ ZrC/SiC 다중코팅 노내외 FP 부식저항 성능 검증 ◦ UN 연료핵 제조 및 피복공정 개발 ◦ 핵연료 연소성능 및 안전성 검증시험
성능실증 축소형 상용장치	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 성능실증 축소형 장치 설계 ◦ 성능실증 축소형 장치 구축 ◦ 성능실증 시험 및 결과 분석

구축 및 검증	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 계측, 진단/감시기술 개발 ◦ 계측, 진단/감시기술 검증 및 적용성 평가
다목적 열원응용 기술 개발	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 고온수전해모듈 개발 및 기술 입증 ◦ 수소생산 성능해석 및 연계계통 특성 평가 ◦ 신재생 에너지 분야 에너지저장 및 부하추종운전 분야 기술 연계 ◦ Nuclear-hybrid Thermal Energy Storage System 개념 개발

◦ 핵심 요소기술별 기술수준 및 기술개발 전략

① 원자로시스템 기술

- 국내 고온가스로(750°C) 기술은 TRL 4 & 5 수준을 확보하고 있으며, 수소생산용 초고온가스로(950°C) 기술은 TRL 3 & 4 수준을 확보하고 있음.
- 일본의 경우 초고온가스로 기술은 시험로 설계·건설·운영 및 950°C 운전 경험 등 TRL 8 수준을 확보하고 있음.
- 가스로 기반 계통설계기술 및 열전도관 냉각 원자로 기술의 TRL을 최소 10년 내에 TRL 8 이상으로 높이는 전략으로 개발을 추진함.

② 중대사고 배제 핵연료 설계 및 제조 기술

- 초고온가스로 핵심기술 개발을 통해 단위 공정변수 실험을 통한 피복입자 제조 공정을 독자 개발하고 실험실 규모(20g/batch)의 UO₂ 피복입자 시설 구축 및 시제품 기술(TRL 3.5)을 확보함. 연구로(하나로)에서 1차 조사시험(4.5% FIMA) 및 조사후시험을 수행.
- 핵분열생성물에 의한 피복층 부식 방지를 위한 ZrC/SiC 다중코팅 제조 공정의 독자 개발 전략 추진.

③ 성능실증 장치 구축 및 검증기술

- 원자력발전소의 성능실증 및 기술검증은 국내외 학계 및 연구기관을 중심으로 검증 목적에 따라 다양한 규모 및 작동유체를 활용한 연구가 진행되어 왔으며, 국내외 대표적인 ATLAS, SMART-ITL 등의 대규모 열수력 실증시험장치에 대한 기본 설계단계부터 제작, 설치 및 운용까지의 전 단계를 독자적으로 수행해 온 경험과 이를 뒷받침할 충분한 기술력을 확보하고 있음.
- 초소형원자로 개발 분야는 미국을 중심으로 2010년대부터 활발한 연구가 진행 중이며, eVinci 원자로는 2023년 시연을 목표로 성능실증 시험 수준의 연구가 진행 중이며, 국내 연구개발 역시 초소형원자로 상용화 일정을 목표로 성능실

증 시험 전략을 추진함.

④ 초임계 이산화탄소 동력변환계통 기술

- 지난 10년 이상 다수의 미국 연구소를 중심으로 다양한 열원 및 작동온도를 기준으로 연구가 수행되어 핵심 요소기기 개발 및 성능 실증 노력.
- 한국원자력연구원은 관련 기술개발 선진국들과 개발 초기부터 연구개발 협력 연구를 수행해왔으며, 핵심 주기기 제작 및 시험루프 운전경험에서 세계 최고 수준의 기술력을 확보하고 있음.
- 국내 산학연이 보유한 연구인프라 및 제반 기술개발 역량을 집중하여 초소형원자로 상용화 단계에서 적절한 성능입증이 가능하도록 기술개발 추진.

⑤ 다목적 열원 응용기술

- 수소생산원자로 기술 개발을 통해 황-요오드(S-I) 열화학 수소생산 공정기술(TRL 3.5)을 개발하여 50L/hr의 상압 수소 생산 운전을 실증하고 가압 수소 생산 실증장치 건조 및 통합 연계 운전 8시간을 달성.
- 고온수전해 수소생산 기술은 한수원이 산업부의 지원으로 실험실 수준(TRL 3) SOEC 스택(10층) 시험장치로 상압 750°C 장기 운전성능 시험 완료.
- 신재생 에너지원 및 일반 산업적 응용을 고려하여 타 기술분야와의 연계를 통해 부하추종 운전기술 및 에너지 저장 응용범위 확대 등의 융합기술로 발전할 수 있는 연구개발 추진.

다) 연구개발 추진전략

○ 추진방법

- 1단계(2021~2025년, 5년간): 초소형원자로 시스템 개념설계 및 기본설계를 완료하고 성능실증 축소형 상용장치를 설계/구축하여 사전안전성분석보고서 및 특정 기술주제보고서를 발행, 사업 초기부터 인허가요건 개발을 시작하여 2단계 인허가 추진의 기반 준비(1단계 목표 TRL 5).
- 2단계(2026~2030년, 5년간): 인허가 추진을 위한 상세설계를 수행하며 성능실증 축소형 상용장치를 이용하여 성능실증을 완료하고 핵연료 조사시험을 별도로 수행. 예비안전성분석보고서를 발행하여 인허가 및 FOAK 건설을 추진하고 상업화 및 세계 수출시장 진입 추진(2단계 목표 TRL 8).

[참고 문헌]

- (1) Navigant report, Eller, Alex, and Mackinnon Lawrence, “Distributed Energy Resources Global Forecast 2015-2024”
- (2) Global Industrial Perspective, Comprehensive Analysis, and Forecast, 2017 - 2023" report at <http://www.zionmarketresearch.com/report/distributedpower-generation-market>

4-2 Heat Pipe 원자로

가. Heat Pipe (히트파이프) 원자로

1) 개요

- Heat Pipe(히트파이프)는 1962년 미국 NASA에서 우주선의 내부열을 전력공급과 중력의 도움 없이 외부로 방출하기 위해 개발되었음. 히트파이프 용기 내부는 진공 상태이며, 증발부에서 작동유체는 가열/증발되고, 응축부에서 냉각/응축된 후 모세관력, 중력 등에 의해 다시 증발부로 순환되는 방식으로 열에너지를 이송하는 기기임. 특히 워크구조물이 설치된 모세관 방식의 경우 전력공급이나 중력의 도움 없이 작동유체가 히트파이프 내부에서 자연적으로 순환될 수 있음. 아래의 그림은 일반적인 히트파이프 내부 구조를 보여주고 있음. 모세관 구조의 히트파이프는 작동유체, 용기, 모세관 구조의 워크, 불응축 가스 등으로 구성됨. 히트파이프의 작동유체는 일반적으로 사용온도에 따라 결정되며, 고온용 히트파이프에서는 알칼리금속인 NaK, 포타슘, 소듐 등이 작동유체로 사용됨. 작동유체와 운전조건에 따라 용기 재료가 선정됨. 내부 워크구조물 설계는 설치 위치 및 열이송 용량, 직경 등에 따라 결정됨.

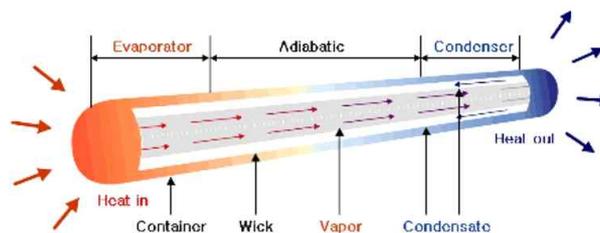


그림 4-2.1 히트파이프 작동 원리

- 히트파이프 원자로(Heat Pipe cooled Reactor)는 고체 노심의 냉각홀에 히트파이프를 설치하여 노심의 핵분열 열을 전력변환계통으로 전달하는 원자로형임. 일반적인 원자로는 터보 기기를 통해 강제순환되는 냉각재가 노심의 핵분열열을 전력변환계통으로 이송시킴. 그러나, 히트파이프 원자로는 고체 노심에 설치된 히트파이프가 별도의 전력공급이나 중력의 도움 없이 핵분열열을 전력변환계통으로 이송함.
- 히트파이프 원자로의 설계 목적은 다른 원자로에 비해 단순하고 안전한 원자로 설계를 추구함. 원자로 내부는 대부분 고체 상태이고, 냉각재 순환기기, 내부 압력, 수위 등 여러 가지 복잡한 안전성 문제들이 원천적으로 배제된다고 할 수 있음. 이

로 인해 다음과 같은 히트파이프 원자로의 장점들이 원자로 설계에 반영됨.

- ① 히트파이프 원자로는 다른 원전에 크기가 작음. 20% 가까운 농축우라늄 고반사 노심 설계로 크기가 작고 무게가 가벼운 원자로 설계가 가능함.
 - ② 히트파이프 사용으로 원자로 노심이 경수로와 액체금속로와 달리 항상 수직일 필요가 없고, 원자로 내 냉각재 수위와 냉각재 자연순환을 고려한 원자로 설계가 필요 없음.
 - ③ 다른 원자로의 경우 1차계통의 배관 파단이나 순환기의 성능 저하가 원자로 안전성에 큰 영향을 주므로, 여분의 펌프나 발전기, 피동안전설비들을 필요로 함. 히트파이프는 외부 전력 공급이 필요 없고, 작동을 위한 기계적인 구동부가 없어 다른 유체 기기들에 비해 고장확률이 크게 낮음.
 - ④ 히트파이프 원자로 노심 내부를 포함한 1차계통에는 고온가스로나 경수로와 같은 고압계통이 존재하지 않으므로, 고압계통의 감압 사고나 냉각재상실사고(LOCA)가 고려되지 않음.
 - ⑤ 1차계통에 펌프, 밸브, 배관 등이 필요 없고, 잔열제거계통을 외부 공기의 자연순환으로 제거하게 되면, 원자로 설계의 신뢰성과 안전성이 전반적으로 크게 향상됨. 특히, 반응도 제어장치인 제어봉이나 제어드럼 이외의 구동부는 원자로 1차계통에 없음.
 - ⑥ 히트파이프 냉각 원자로의 노심은 고반사 고속로/열외중성자로이기 때문에 부하추종이 가능한 반응도 피드백은 열팽창과 도플러효과에 의해 출력이 조절 가능함. 특히 전력변환계통의 고장에 대한 원자로 설계내구성을 향상시킴.
 - ⑦ 다른 원자로와 달리 냉각재가 핵연료와 직접적으로 접촉하지 않고, 냉각재 양 자체가 타 원자로에 비해 매우 작음.(MWe급 히트파이프 냉각 원자로의 소듐 무게: 100 kg 이하) 이로 인해 냉각재가 중성자 흡수와 같이 노심 설계에 미치는 영향이 타 노형에 비해 작음.
 - ⑧ 알칼리금속 히트파이프의 작동온도가 매우 높기 때문에 원자로 응용분야가 전력 생산에만 국한되지 않을 수 있고, 전력생산계통으로 브레이튼 사이클과 스텔링엔진 활용이 가능함.
- 1980년대에 미국 NASA는 당시 실증과제를 수행하던 SP100의 대안 설계 중 하나로 관련 개념을 특허 출원하였음[1]. 1980년대 미국 LANL과 캐나다 AECL이 공동으로 캐나다 북부의 원격 레이다 기지용으로 히트파이프 개념을 도입한 아래의 그림과 같은 20kWe 출력의 원자력배터리를 개발하는 연구를 수행한 바 있음. 후속으로 분산전력용으로 600kWe 출력의 초소형원자로 개발 연구까지 수행하였음. 감속재는 흑연이었고, 핵연료는 삼중피복입자핵연료였음. 전력변환 계통은 유기랭킨 사이클이나 고온 증기사이클을 활용하였음. 이후 전출력 검증시험 일정이 북부 레이다 기지 구축 일정과 맞지 않아 관련 연구가 중단되었음[2]. 이 과정에서 미국

LANL과 ANL은 히트파이프 해석코드인 HPIPE와 ANLHTP를 개발하였고, 코드 검증을 위한 소듐 히트파이프 열성능 시험 자료를 생산하였음.

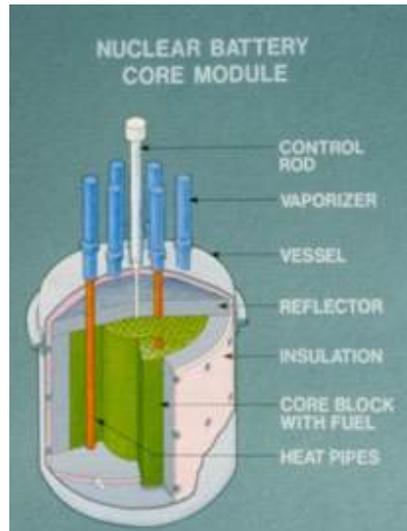


그림 4-2.2 히트파이프 이용 원자력 배터리 개념

- 미국 NASA는 미국 에너지부와 협력하여 100kWe 출력의 액체금속순환원자로 SP100을 개발해왔으나, 예산문제로 1990년대 초반에 관련 연구가 중단되었음. 1990년대에 방사성동위원소 열전지의 연료인 Pu-238 생산량 감소와 우주기지/우주선 추진 등을 위한 요구 전기출력 증가(kWe이상) 때문에 노심경량화 및 장수명 노심 설계가 고려 가능하고, 실증비용이 상대적으로 저렴할 것으로 예상되는 히트파이프 원자로 개념에 대한 기초연구를 시작하였음.
- 토성 위성 탐사와 화성 유인 탐사 과제가 가시화되면서, 미국 NASA는 기초연구를 수행한 LANL과 공동으로 kWe급 우주용 히트파이프 원자로 실증을 위한 Kilo Power 과제를 2010년대부터 수행하였음. 2012년도에 DUFF(Demonstration Using Flattop Fissions)라는 실험장치를 통해 기존 임계시험장치에 스텔링엔진과 물 히트파이프 1개를 연결하여 실제 전기 생산과 노심 개념 및 설계 코드 검증 자료를 생산하였음. 이후 KRUSTY(Kilopower Reactor Using Stirling Technology) 실험을 통해 2018년 kWe급 소듐 히트파이프 원자로 실증에 성공하였음. 이는 미국의 우주 원자력 연구개발 50년 역사에서 최초로 지상에서 실증된 우주 원자로임.
- 이후 미국 원자력계는 우주용 히트파이프 원자로 기술을 바탕으로 지상용 MWe급 히트파이프 원자로 기술 개발에 주력하고 있음. Kilo Power 실증과정에서 획득한 지상용 히트파이프 원자로 기술 수준은 TRL 5로 평가되고 있음. LANL은 그 동안 축적된 우주용 원자로 기술을 바탕으로 2MWe 출력의 초소형 히트파이프 원자로 (MegaPower) 개념을 개발하였고, 미국의 산업체인 Oklo(사)와 웨스팅하우스(사)는

오지/군사기지용 MWe 출력 원자로를 개발하고 있음. 미국의 국립연구소들은 히트파이프 원자로 설계 및 실증을 위한 다양한 연구개발 과제를 수행하고 있고, 2020년도에 미국의 대학교들도 관련 연구과제들을 착수하였음.

- 아래의 그림은 트레일러로 운송가능한 MWe급 초소형 히트파이프원자로임.

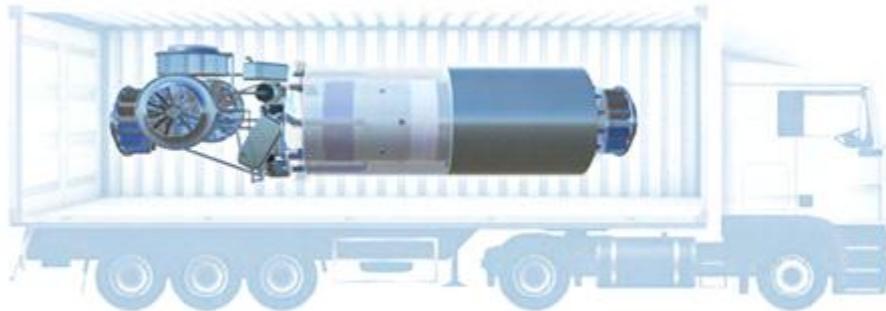


그림 4-2.3 MWe급 히트파이프 원자로 (<http://www.energy.gov>)

- 본 보고서에서는 대표적인 히트파이프 원자로인 우주용 원자로 KiloPower와 지상용 초소형 히트파이프 원자로 MegaPower/eVINCI에 대해 조명할 예정임.

2) 우주용 전력 생산용 원자로

- 지구를 떠나 어느 정도 이상의 우주 공간으로 진출하는 경우 전력에 대한 접근이 쉽지 않음. 현재 우주 공간에서 전력을 생산하는 일반적인 방법은 태양광 패널을 이용하거나 플루토늄 238의 붕괴에서 나오는 열을 이용하여 전기를 생산하는 것임. 하지만 이 또한 태양으로부터 멀어지거나 위치상의 문제로 활용이 불가능한 경우 또는 나 수백 와트 이상의 전력이 필요한 장소에서는 비현실적인 옵션임.[3]
- 핵분열 기술은 이러한 경우에 대한 중요한 대체 방법이 됨. 태양광 또는 화석연료에 비하여 단위 질량 당 에너지 밀도가 압도적으로 높으며, 산소에 의한 연소가 아니기 때문에 우주 공간에서의 활용성이 높음.
- 우주 공간이라는 특수한 환경 하에 맡은 임무를 완수하기 위해서는 기존의 원자로와는 다른, 특히 냉각 방식과 열변환 과정에서 차별화된 기술이 필요함. 이때 히트파이프는 구동부가 없이 구조가 간단하며, 규모를 작게 다수로 만들어 우주 공간에서의 임무에 적합하게 적용할 수 있는 특징을 지니고 있음.
- 히트파이프를 적용한 원자로가 최근 큰 주목을 받는 이유는 NASA에서 수행하고

있는 Kilopower 프로젝트와 관련이 있음. 이 프로젝트는 목성 궤도 너머 또는 달과 화성 표면과 같은 태양계의 장소 탐색을 위하여 시작되었음. 위에서 언급한 이유로 태양광 발전 또는 방사성 동위원소 전력시스템이 부족한 경우에 사용할 수 있으며, 인간이 동반되는 탐사를 위하여 10 kWe 전력시스템을 다중으로 설치한 40 kWe 전력시스템을 제공하는 것을 목표로 하고 있음.

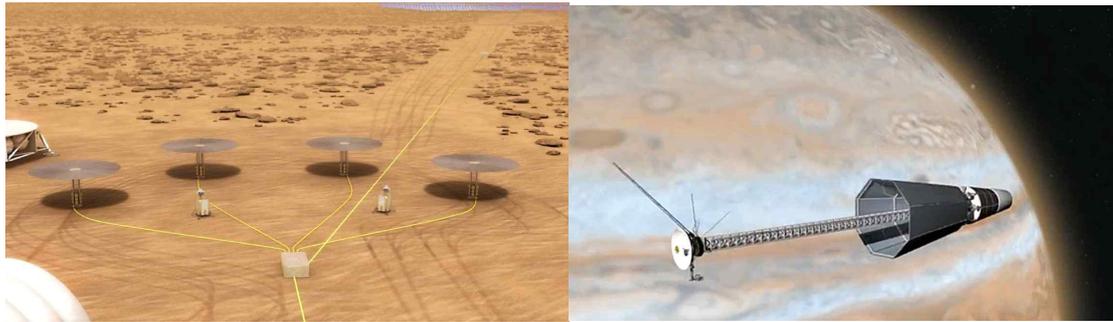


그림 4-2.4 화성에서의 전력시스템 상상도(왼쪽)와 우주 추진용으로서의 활용(오른쪽)

- 또한, 히트파이프 원자로는 화성 너머로 무거운 화물을 효율적으로 운송하기 위한 핵추진용으로도 확장될 수 있으며, 승무원이 먼 행성으로 이동하는 경우 시간을 단축시켜 임무 과정에서 건강을 유지하는 데에도 도움이 될 수 있음.

가) 기존 연구 동향

- 여기에서는 화성용 원자로 이외에도 전반적인 우주용 원자로 기술, 히트파이프를 활용한 원자로에 대해 연대별로 조망하고 있음.
 - 1956년 3월 28일 - 소련 각료회의 결의에 따라 핵원자로를 탑재한 비행체 개발 시작
 - 1958년 - 미 공군의 주문을 받은 제너럴 아토믹스(General Atomics)사는 '오리온 프로젝트(Project Orion)'의 하나로 임펄스 핵로켓엔진을 사용한 우주선 개발을 시작해 1965년에 중단
 - 1960년대 - 소련에서는 BUK 우주 열전원자력시스템을 개발하여 70년부터 88년까지 총 32회에 걸쳐 cosmos라는 계획으로 저궤도 위성을 발사[4]

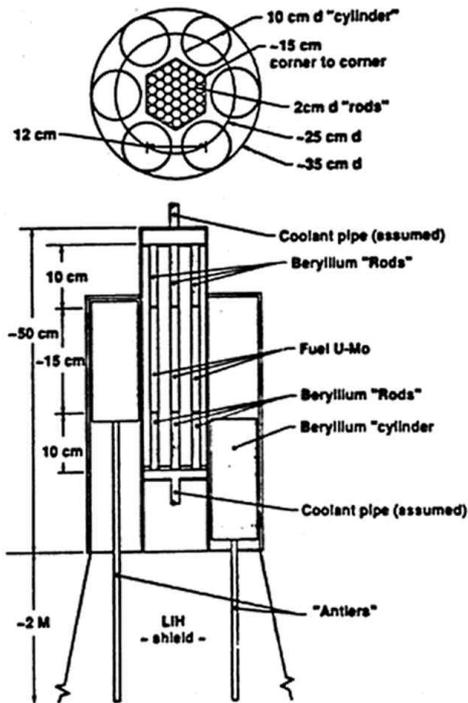


그림 4-2.5 소련의 BUK (영문 명칭은 BES)

- 1964년 8월 14일 - 모스크바 소재 원자력연구소(현 '쿠르차토프연구소')에서 고속 중성자를 사용하는 최초의 소련제 열전변환원자로 '로마시카' 가동. 열출력은 40 kW이고, 연료는 탄화우라늄[5]

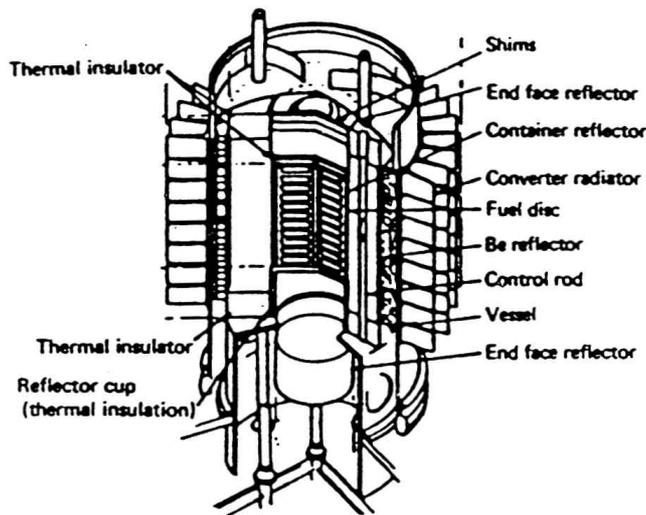


그림 4-2.6 소련의 로마시카 원자로

- 1965년 - 소련이 방사성 동위원소 열전기발전기 '오리온-1'을 실은 '스트렐라

-1'형 실험용 통신위성 두 대를 발사. 연료로는 동위원소 플로늄-210 사용. '오리온-1'의 무게는 14.8 kg이고, 전력은 20 W, 작동 기간은 4개월

- 1965년 4월 3일 - 미국의 스냅샷(Snapshot)호에 세계 최초로 원자로 SNAP-10A가 탑재. 열중성자로인 SNAP-10A는 우라늄 235를 연료로 사용했으며, 감속재는 수소화지르코늄, 열전달체는 나트륨-칼륨 합금. 열출력은 약 40 kW. 열전변환기를 통해 생산되는 전력은 500~650 W. 43일간 작동[6]



그림 4-2.7 미국의 SNAP-10A

- 1967년 - ATS-A 인공위성을 이용하여 무중력상태에서 최초의 히트파이프 궤도 실험을 수행하였으며, 이듬해에는 GEOS-2에서 추가 실험을 진행
- 1968년 - 미국이 행성 간 무인 탐사선 '파이오니어', '보이저', 유인우주선 '아폴론'과 같은 방사성 동위원소 열전기발전기를 장착한 우주선을 발사
- 1970년 10월 3일 - 소련 최초의 핵엔진인공위성이 지구 저궤도로 발사. 그것은 레이더 정찰위성 'US-A'('코스모스-367')의 프로토타입으로 중앙기계설계국에서 개발과 제작. 1970년부터 1988년까지 소련에서 총 32대의 열전변환원자력 동력 우주선이 발사
- 1970년 - 소련이 발사한 최초의 무인 탐사선 '루나호드1호'가 달 표면에 착륙. 전력원으로 방사성 동위원소 열전 발전기를 사용
- 1971년 - '우랄 전기화학 콤비나트'(스베르드롭스크주, 노보우랄스크시)가 지구-달 궤도 우주선의 동력 장치에 쓰일 자체 개발한 전기화학 발전기를 납품
- 1973년 1월 16일 - 열전기발전기를 실은 소련의 두 번째 달 탐사선 루나호드 2호가 달에 착륙. 루나호드 2호는 4개월 동안 달 표면에서 37 km를 이동하며 지상관제국에 86장의 파노라마 사진과 8만여 장이 넘는 월면 사진을 전송

- 1983년 - 미국에서는 리튬냉각순환냉각원자로, 방열판에 히트파이프와 열전소자를 이용한 SP-100을 설계하는 프로젝트를 추진[7]

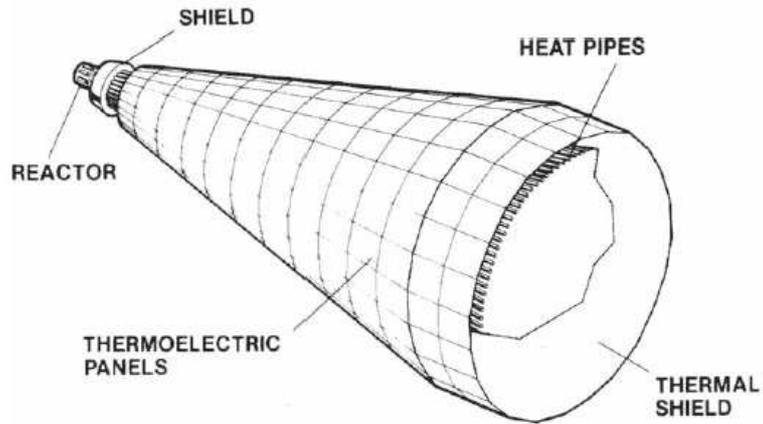


그림 4-2.8 미국의 SP-100

- 1987년 - 소련은 5-7 kWe의 출력을 지닌 Topaz-1을 개발하였고, 이후 1986년에는 Topaz-2를 완료[8]

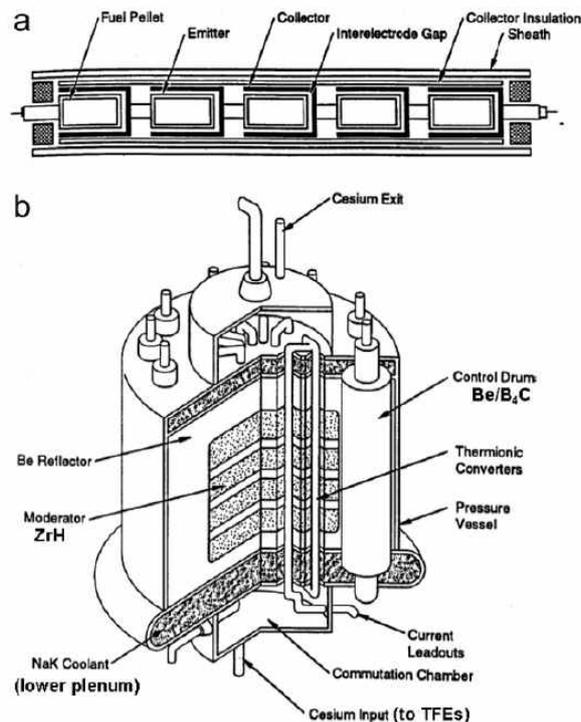


그림 4-2.9 소련의 Topaz-1

- 1992년 - 유엔 우주 공간 평화이용위원회가 작성한 '우주 공간 내 핵 에너지원

사용에 관한 원칙'이 유엔 총회에서 채택

- 1992년 - 미국이 러시아 레세트노프기념 과학생산연합(크라스노야르스크지방, 젤레즈노고르스크시)에서 개발한 핵전기 추진장치 '에니세이' 두 대를 구입. 미국으로 공수된 두 원자로 중 하나는 정밀한 지상실험을 거친 후 1995년 핵전기 추진엔진우주선 시험에 사용하려 했으나 고비용으로 프로젝트 중단
- 1996년 - 미국의 로스알라모스연구소에서는 히트파이프 원자력 설계의 일환으로 HOMER를 5년간 개발하였는데, 15 kWt에 스텔링엔진을 장착하여 3 kWe로 설계[9]

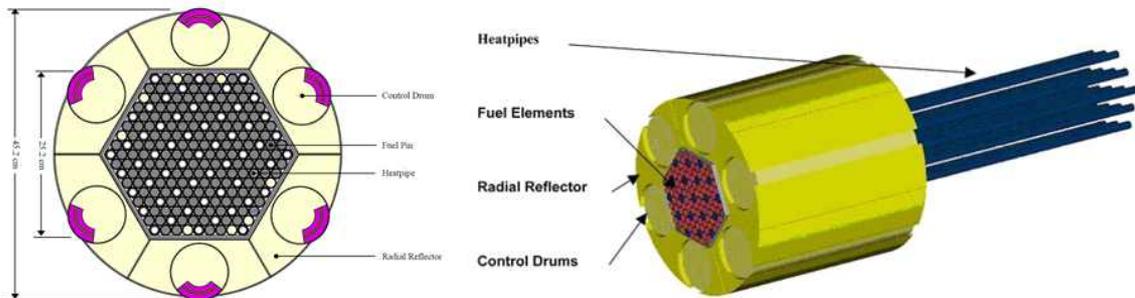


그림 4-2.10 미국의 HOMER

- 1998년 - 러시아 정부가 '러시아 우주 핵에너지 개발 구상'에 관한 결의안을 채택. 이 구상의 목표는 러시아가 우주 원자력 기술, 고급 전문 인력, 독창적인 실험·개발 인프라, 연구소 및 관련 기업 인프라에서 선도적인 위치를 유지하도록 하는 것
- 2006년 8월 - 미국은 다시금 우주용 원자력 동력 장치를 사용하기로 결정. 부시 대통령과 미 의회는 '국가 우주 정책'을 승인했는데, 여기에는 미국이 원자력 기술을 포함한 우주 기술 분야에서 국가적 주도권을 달성해야 한다는 내용이 정확히 명시. 미국에서는 이미 선체 전기엔진장치와 에너지 소모가 큰 연구 장비의 동력원으로 원자력 에너지를 사용하는 행성 간 탐사선 JIMO를 개발하기 위한 사전 연구가 진행 중
- 2010년 6월 - 메드베데프 러시아 대통령이 메가와트급 원자력 엔진을 탑재한 우주 수송·에너지 모듈 개발 사업을 지지하는 명령을 발표. 이를 위해 2010년부터 2018년까지 170억 루블(약 5,420억 원)이 투입될 예정
- 2011년 4월 15일 - 러-미 대통령 위원회 우주 분야 실무그룹 제4차 회의에서 우주 연구에 관한 다양한 문제와 함께 엔진 개발이 논의
- 2011년 4월 22일 - 러시아 연방우주청은 홈페이지를 통해 궤도 간 견인선, 다 목적 정지궤도 정거장, 행성 간 우주선에 사용될 고출력 원자력 엔진 개발 국가 공모전을 공고
- 2013년 3월 - 러시아에서 메가와트급 원자력 엔진을 사용하는 수송·에너지 모

둘의 기초 설계가 완성

- 다음은 2019년도에 개최된 Nuclear and Emerging Technologies for Space 학술대회에서 발표된 논문을 발췌하여 정리한 것임.[10] 최근 우주 원자로 기술에 한창 주력하고 있는 중국에서 작성된 논문으로서, 향후 방향에 대한 조망을 담았다는 점에서 주목할 만하다고 보임.

HISTORY AND CHALLENGES OF SPACE NUCLEAR REACTOR POWER SYSTEMS (우주 원자로 발전 시스템의 역사와 도전)

Xu Chunyang(China Institute of Nuclear Information and Economics),

Xie Jiachun(Division of Reactor Engineering Technology Research China Institute of Atomic Energy)

Yang Li(China Institute of Nuclear Information and Economics)

Huo Honglei(Division of Reactor Engineering Technology Research, China Institute of Atomic Energy)

1. 소개

지난 반 세기간 원자로는 우주 공간을 위한 훌륭한 에너지 공급원으로 믿어져 왔고 그에 따라 미국, 소련은 냉전 시대 동안 지구 궤도상으로 30개 이상의 원자로를 발사했었다. 하지만 냉전 시대 종식 이후 최근 30년 동안은 이러한 원자로의 발사는 이루어지지 않았다.

2. 과거의 성공과 문제점

1950년대에 우주 원자로는 미국에서 우주선의 에너지 공급을 위한 아이디어로써 제안되었다. 몇 년간의 공학적 실험과 지상실험을 끝에 1965년 최초의 우주 원자로인 SNAP 10A가 위성의 동력원으로써 궤도에 띄워졌다. SNAP 10A 원자로는 UZ 연료를 사용하여 500 We의 에너지를 생산하였고 43일간 성공적으로 작동하였다. 하지만 SNAP 10A 원자로 이후로 미국의 우주 원자로 연구는 중단되었으며 추가적인 발사 시도는 없었다. 그리고 1970년대 중반부터 냉전의 종료 때까지 우주 원자로 연구가 재개되었고 이 연구는 UN 연료를 사용한 액체금속냉각재 원자로와 스텔링 열변환(Stirling power conversion)과 같은 몇 가지 중요한 기술적 영역에 상당한 발전을 이루었다. 이후 21세기에 연구는 주로 화성 유인 탐사 임무에 대하여 진행되었다. 이 연구는 그간의 새로운 기술의 진보들을 통합, 적용하는 동시에 더 낮고 짧은 개발 기간에 초점을 맞추었다.

소련에서는 1970-1988년까지 30개가 넘는 우주 원자로를 동력으로 사용하는 위성이 발사되었다. 하지만 그 원자로들은 1년 이상 작동하지 못했다. 대부분의 원자로들은 BUK였고 3 kWe까지의 출력을 지녔다. 또한, U-Mo 연료와 Na-Ka 냉각재를 사용하였고 thermocouple power conversion을 이용해 에너지를 변환하였다. 1987년 2개의 thermocouple 원자로가 궤도로 발사되었다. 5-7KWe의 출력을 지닌 Topaz-1은 UO₂ 연

료와 전력 변환 요소가 함께 통합된 multiple element thermionic assembly를 채용했다. Single element thermionic assembly를 채용한 Topaz-2 원자로도 개발되었으며 지상 테스트가 1986년에 완료되었다. 한편 원자력 열추진기술의 성공적인 개발에 따라 우주선을 위한 고온가스냉각 원자로 설계가 설계되었지만, 완전히 개발되지는 않았고 이를 바탕으로 러시아 연구기관은 2009년부터 메가 와트급 전력 및 추진 시스템을 개발해 왔다.

3. 기술적 해답

우주발사체는 무게와 부피에 따른 단가가 매우 높다. 그렇기 때문에 이러한 무게와 부피는 우주 원자로 개발의 가장 큰 제약조건이 된다. 이에 따라 항상 무게와 부피를 최소화하기 위하여 사용 목적에 따른 다양한 출력 레벨의 원자로를 사용하여야 한다. 또한, 우주에서의 원자로 운영은 더 긴 수명, 무인 운전, 고장 안전 및 건전성 등에 대한 많은 문제를 제시한다. 이러한 다양한 기술적 요구와 연구개발의 어려움은 개발의 중단에 많은 기여를 하였다. 대부분의 해답은 아래의 5가지 범주로 분류될 수 있다.

- UZrH 핵연료를 사용한 Thermal reactor는 우주 원자력 발전 초기 대규모로 추진되었으나 100 kWe를 넘는 낮은 확장성과 연료 고장의 미해결 문제 때문에 1970년대부터 대부분 폐기되었다.
- Thermionic power conversion system을 이용한 원자로는 1980년대 러시아 과학자들에 의해 적극적으로 개발되었다. 오픈된 문헌에 의하면 최근 몇몇 러시아 연구소에서 고출력 및 수명 주기에 초점을 맞춘 연구를 진행하였는데, 이 두 가지 모두 시험에서 한계를 보였다.
- HTGR(High Temperature Gas Reactor)은 과거 연구된 원자력 열추진기술을 바탕으로 한 것이다. Brayton cycle과 결합된 이 기술은 주로 러시아 과학자들에 의해 광범위한 전력 출력 레벨을 만족시키기 위해 연구되었다. 현재 초점은 우주선 추진을 위한 이온 추진기에 동력을 공급하기 위한 1 MWe 시스템을 구축하는 것이다. 액체금속냉각 원자로는 다양한 연료와 냉각재 옵션으로 구성되며 정적 및 동적 전력 변환 솔루션과 결합될 수 있다. 이러한 유형의 원자로는 1950년대에 미국의 다양한 연구 프로젝트를 연구하기 위해 개발되었으며 1980년대 SP-100 프로젝트에서 40-100 kWe의 전력 범위와 이후 40 kWe의 전력생산에 집중하게 된다. 높은 출력으로 인해 지상 원자로보다 높은 작동 온도를 필요로 하는 기술적 걸림돌이 있다. 반면, 러시아에서의 BUK 원자로의 큰 진전이 없었다.
- 히트파이프 원자로는 수십 년 전에 구상되었지만 새로운 Kilopower 프로젝트의 진행으로 최근 몇 년 동안 광범위한 관심을 받았다. 기존의 냉각수 루프를 히트파이프로 교체하는 참신한 방식은 저전력 원자로를 우주에 신속하게 배치할 수 있는 단순하고 경제적인 방법을 제시하고 있다.

4. 추가 요소

현재의 우주 원자로 프로그램은 기술적 어려움뿐만 아니라 경제적 요소도 고려해야 한다. 초기에는 냉전 시대 미국과 소련의 경쟁에 의해 추진되어 양측에서 경쟁적으로 수십억 달

러 규모의 프로그램을 운영하였지만 냉전 시대 종료 이후 우주 개발에 대한 재정 투입은 오래 지속되지 못했고 그에 따라 원자로 개발은 예상 기간 내에 실현될 수 없었다. 이러한 어려움은 현재에도 계속되었으며 현재의 NASA의 예산 범위 내에서는 원자력 발전과 추진이 중요한 역할을 하게 될 화성 유인 임무를 수행할 수 없다고 지적하였다. 또한, 냉전 시대 이후의 군비 통제와 핵 비확산 노력, 그리고 후쿠시마 사고 이후의 핵에 대한 불안감은 새로운 핵기술의 정치적 반대의 원인이 되었다. 거기에 태양열 및 화학 추진 장치와 같은 다른 분야의 기술 발전으로 인해 초기 원자로 설계는 오늘날 재사용할 필요가 없어지게 되었으며 원자력 에너지를 활용하기 위한 문턱값이 과거에 비해 높아지게 되었다.

5. 미래의 기회

과거의 우주 원자로의 개발의 좌절과 냉전 시대의 종식에 따른 중단으로 인하여 현재의 계획은 어려운 상황에 처해있다. 그럼에도 불구하고 원자력은 대규모 임무에 동력을 공급하고 원격 공간에서 빠른 수송을 실현할 수 있는 유일하게 알려진 실용적 선택이다. 현 상황에서는 선진국들이 신속한 실용화를 위해 저렴하고 낮은 리스크를 지닌 해답을 찾는 것이 합리적이다. 여러 옵션 중에서 대부분은 지난 몇 년간 성공적인 것으로 입증되지 못하였지만 새로운 히트파이프 원자로는 어느 정도 기술적 어려움을 해결한 것으로 보인다. 이처럼 새로운 기술을 활용하여 전통 해결책을 혁신하는 것이 유익하다. 새로운 기술에는 사고 내성 연료, 이동파원자로, 혁신적인 핵융합 개념, 원자로와 재료 설계를 위한 고급 모델링 및 시뮬레이션, 재사용 가능한 발사 차량, 3D 인쇄, 인공지능 및 모뎀이 포함된다.

6. 결론

우주 원자로 개발의 역사는 기술적 어려움과 외부 요인에 의해 복잡해졌다. 지금까지 미국과 러시아를 중심으로 기술적 해법이 추진되고 있다. 양국의 현재 노력은 초기 구축을 촉진하기 위해 저렴하고 낮은 리스크의 설계에 집중한다. 한편, 미래 우주 임무를 지원하기 위한 기존의 해결책을 갱신하기 위해 원자력 및 기타 분야의 새로운 기술을 활용하는 것은 필요하다.

나) Kilo Power 원자로

(1) 개요

- NASA의 화성 탐사를 목적으로 필요한 약 40 kWe의 전력을 생산하기 위한 방법으로 제안된 Kilopower는 우주발사체의 탑재 등을 고려하여 여러 대의 소형 유닛을 만드는 방법으로 구상을 하였음. 또한, Kilopower 자체도 전력용량에 따라 다양화하여 지상용으로 사용하거나 아니면 우주발사체 내에서 활용하는 방법을 고안하였음.

- 2016년도의 Kilopower 발표자료[11]에서는 전력생산을 3, 5, 7, 10으로 하여 중량과 규격에 대한 자료를 제시한 바 있음.

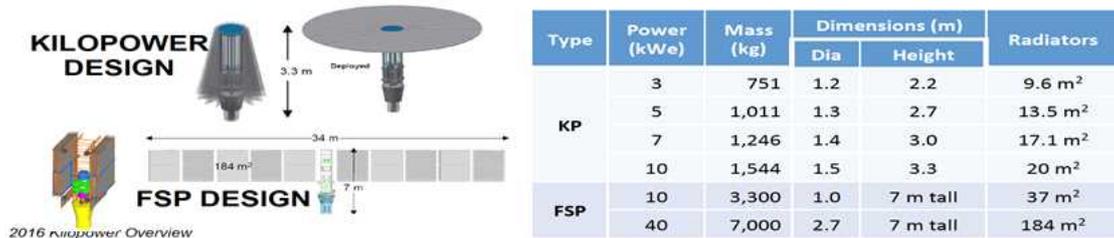


그림 4-2.11 Kilopower 용량 옵션

- 또한, 화성 지상 탐사의 경우 필요한 40 kWe의 전기는 아래 그림과 같이 10 kWe 유닛을 네 개를 설치하는 방법을 제시하고 있음. 이때 각 유닛의 질량은 대략 1.8 톤 정도로 예상되며, 방사판을 모두 펼쳤을 때에는 폭 34 m, 높이 7 m 정도로 확장될 것임.

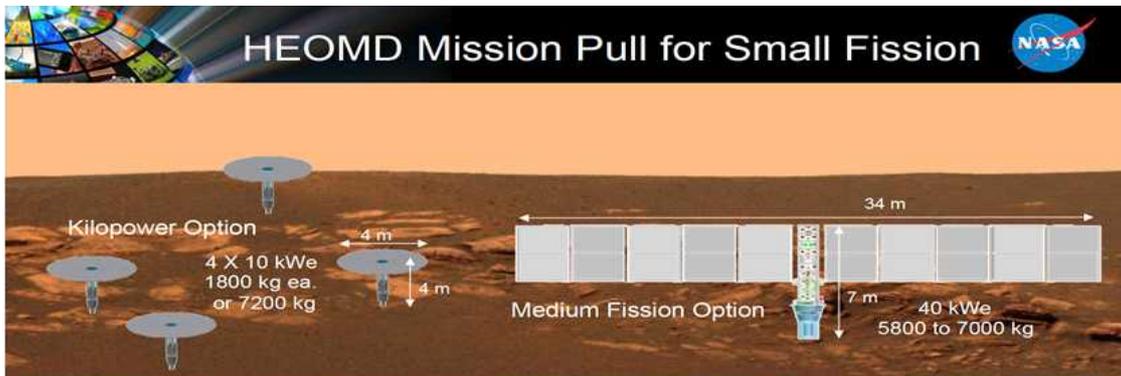


그림 4-2.12 Kilopower의 다수 유닛 전개 방식

- 전력용량에 상관없이 구성이나 형태는 동일하게 스케일업 되어 있으며, 방사판의 설계에서만 차이를 보이고 있음. 예컨대 1 kWe Kilopower의 구조를 살펴보면 아래에서부터 UMo 핵연료, 제어봉 및 반사체, 차폐체, 히트파이프, 스텔링엔진, 방사판 등으로 구성되어 있음.

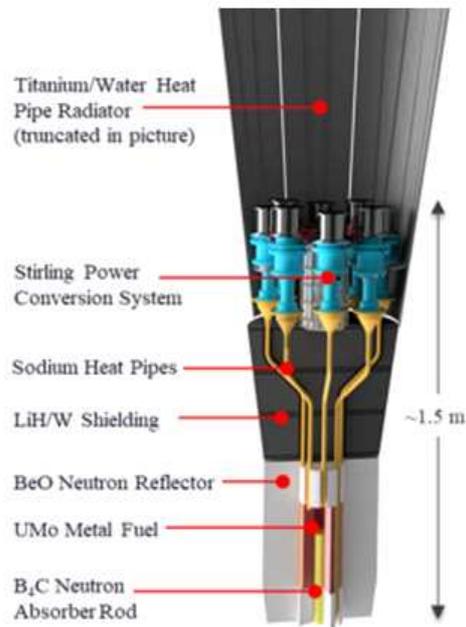


그림 4-2.13 1 kWe Kilopower 레이아웃

- 하나의 노심에 연결된 히트파이프를 이용하여 총 8개의 스텔링엔진이 연결되어 있는데, 이는 고장 시 다중성을 고려한 결과로 추측됨.

(2) 원자로

- 원자로는 UMo 핵연료를 사용하며, 그림과 같이 BeO 반사체를 사용하고 있음. NASA에서는 고농축(93%) 및 저농축(19.75%) 핵연료, 각각에 대한 설계 옵션을 제시하였는데 당연하게도 고농축 우라늄을 사용한 경우 부피 및 무게를 많이 줄일 수 있다는 장점이 있음.

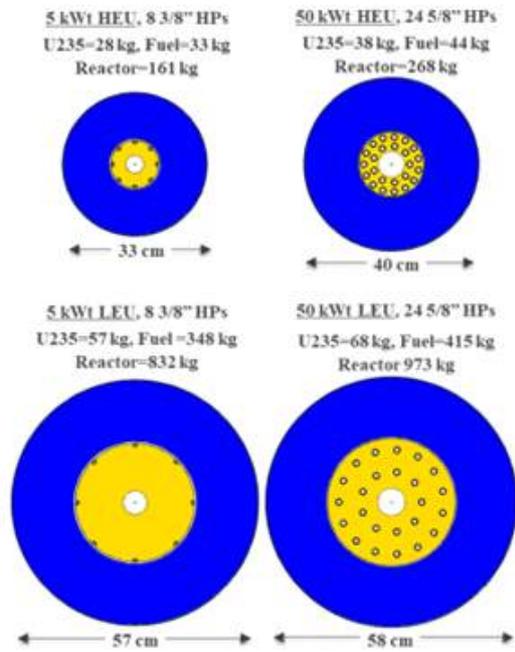


그림 4-2.14 Kilopower 노심 단면도[12]

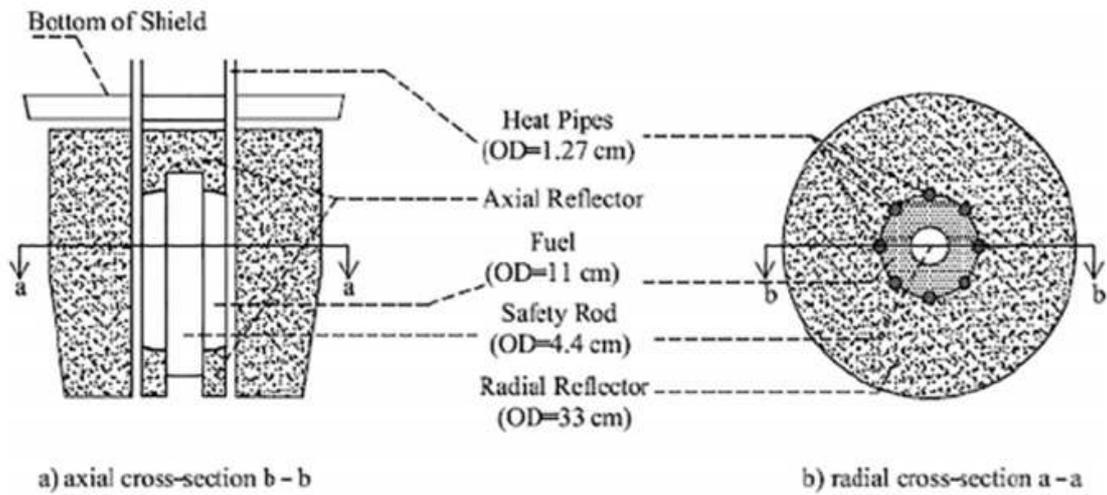


그림 4-2.15 고농축 노심의 주요 재원[13]

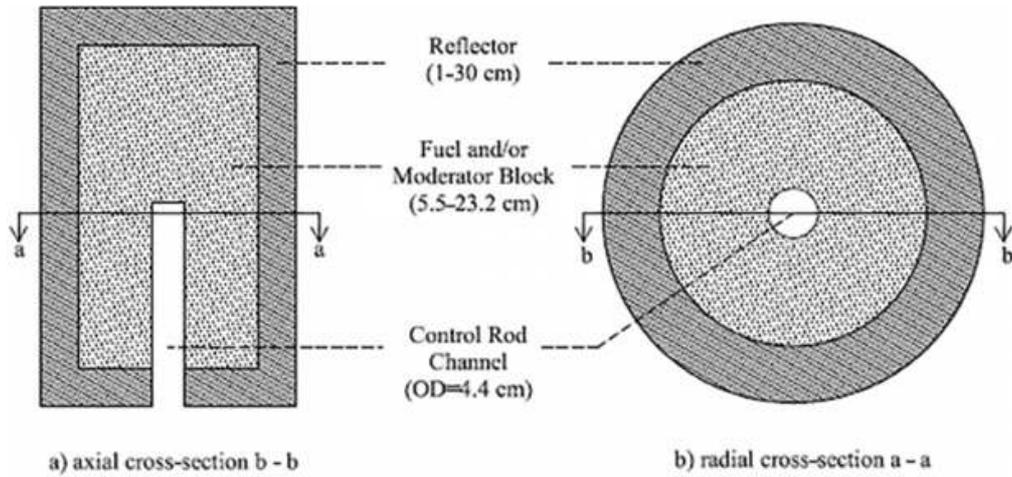


그림 4-2.16 저농축 노심의 주요 재원

- 핵연료 농축도에 따라 부대 설비의 설계도 달라지는데 그림에서는 농축도 및 전력 용량에 따른 Kilopower의 질량 비교를 제시하고 있음.

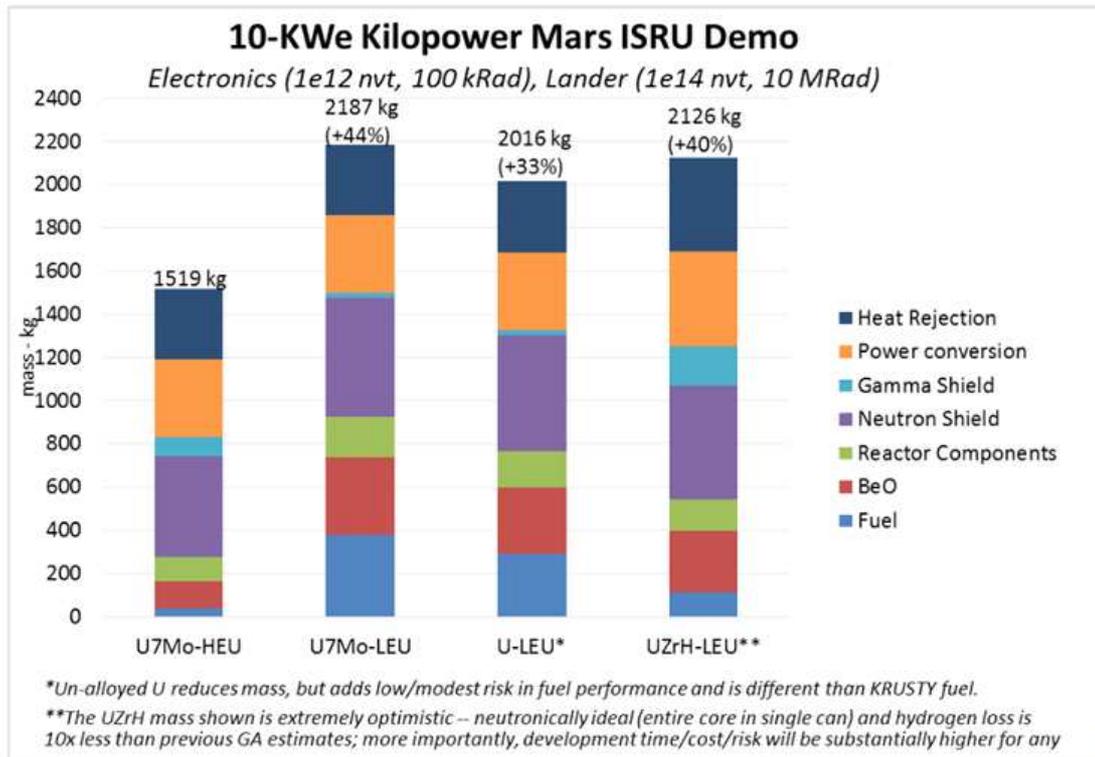


그림 4-2.17 Kilopower의 노심 농축도와 핵연료에 따른 질량 비교[14]

- Kilopower 원자로의 고유안전성 중의 하나로서 자가제어(Self-regulating) 기능이 있는데, 이는 뒤에서 설명할 KRUSTY 실험장치에서도 검증된 바 있음. 즉, 스텔링 엔진에서 더 많은 출력이 나오면 원자로의 온도가 내려가고, 그로 인하여 원자로의 크기가 작아지면서 중성자 누설이 감소함. 결과적으로 원자로의 출력이 증가하게 되는데, 이와 같은 특징이 피동적인 방법으로 전개되기 때문에 고유안전성을 확보할 수 있게 됨.

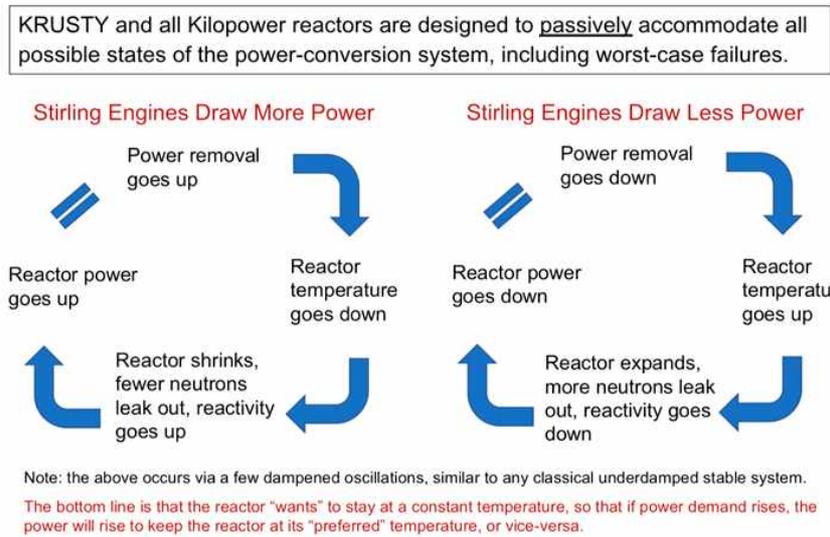


그림 4-2.18 Kilopower 원자로의 피동 반응도제어 방식[15]

(3) 열변환

- Kilopower의 열변환은 두 번 이루어짐. 첫 번째는 원자로 노심에서 스텔링엔진까지에서 발생하며, 스텔링엔진에서 우주 공간으로 열을 방출할 때에도 열변환이 필요함. 두 가지 모두에서 히트파이프를 적용함. 사실상 Kilopower 원자로의 가장 핵심 기술은 히트파이프에서 온다고 할 수 있음.
- 고온부에서의 열변환은 액체소듐을 사용하는 히트파이프를 이용하며, 저온부에서는 물을 사용함.[16] 이때 고온부는 약 1100 K를 유지하며, 저온부는 알루미늄 방사판을 적용하여 400 K를 유지함. 이때 스텔링엔진은 400 We를 8대를 설치함.

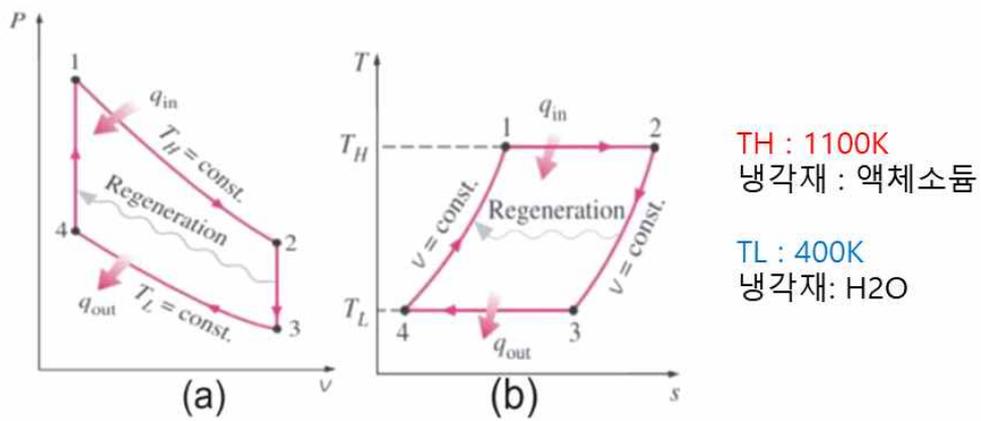


그림 4-2.19 스텔링 엔진 P-v, T-s 선도

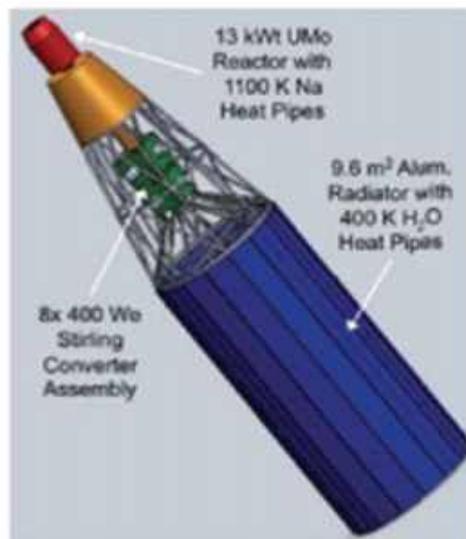


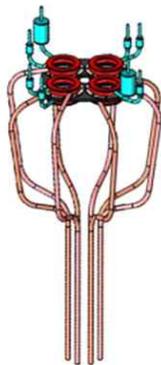
그림 4-2.20 1 kWt 원자로의 히트파이프 구성[17]

- 스텔링엔진의 출력은 400 We이지만, 외부로의 손실을 감안해서 히트파이프의 총 용량은 380 We로 설계됨. 히트파이프 역시 8개가 장착되며, 핵연료 사진에서 고농축 UMo를 사용하는 경우에는 최외곽 부분에, 저농축을 사용하는 경우에는 노심 내에 균질하게 장착됨.

표 4-2.1 Kilopower 히트파이프의 명세

Total Thermal Power, kW	3
Number of Heat Pipes	8
Heat Pipe Power, W	380
Operating Temperature, °C	720 - 800
Working Fluid	Sodium
Envelope Material	Haynes 230
Wick Material	Stainless 316
Heat Pipe O.D., in. (cm)	0.5 (1.27)
Wall Thickness, in. (cm)	0.035 (0.089)
Evaporator Length, in. (cm)	14 (35.6)
Adiabatic Length, in. (cm)	34 (86.4)
Condenser length, in. (cm)	3.5 (8.89)

- 고온부 히트파이프는 액체소듐을 사용하며, 대략 1100 K, 즉 720~800 C 정도에서 운용됨. 이때 액체소듐의 밀도는 대략 0.927 g/cm³ 정도로 알려져 있음. 고온부 히트파이프의 증발부는 원자로 노심 옆에 위치하는 반원형 그루브에 장착됨. 단열부는 원자로 차폐 주위로 나왔다가 다시 안으로 구부러져 들어와서 스텔링엔진으로 연결됨. 환형의 히트파이프 응축부는 장착판에 부착되는데, 장착판을 통해 응축기에서 스텔링엔진으로 열이 전달됨.



The **evaporator** is located next to the reactor core, fitting into a semi-circular groove. The adiabatic section jogs out and then back in, around the reactor shielding. The **annular heat pipe condensers** are attached to a mounting plate.

Heat is conducted from the condenser to the Stirling converters through the mounting plate.

그림 4-2.21 고온부 히트파이프의 구조

- 한편 스텔링엔진에서 우주공간의 방사판으로 연결된 히트파이프는 티타늄으로 만들어졌으며, 내부는 물을 작동유체로 사용함. 히트파이프는 스텔링엔진에 직접 연결하는 방법이 있고, CSAF 증발기를 중간에 설치하여 열전달 효율을 높이는 방법을 채택할 수도 있음.

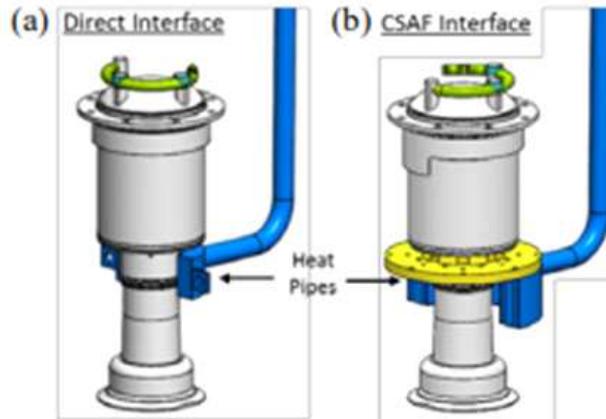


그림 4-2.22 저온부 히트파이프의 연결. 좌측은 직접연결, 우측은 CSAF 연결[17]

- CSAF는 증발기 내부의 wick을 따라서 액체가 회전하면서 응축될 수 있는 공간을 만들어 주고 있음.

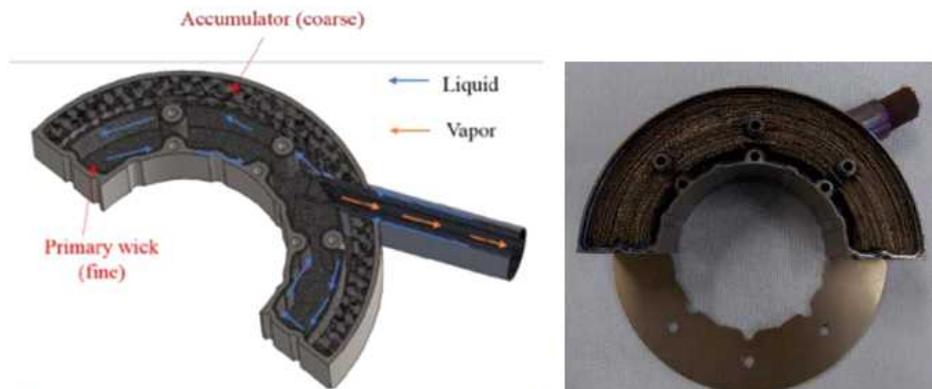


그림 4-2.23 CSAF의 구조[18]

- 저온부의 히트파이프가 우주 공간과 연결되는 부분에는 방열판이 설치되어 있는데, 이 부분의 외부 온도에 따른 온도 차이가 열전달에 크게 관여함. 대략 $5 \sim 23 \text{ W/cm}^2$ 의 열전달 계수를 갖는 것으로 알려져 있음.
- 또한, 우주용 원자로에서 사용되는 히트파이프는 중력이 없거나 지구에 비해 매우 약한 환경(화성은 지구의 0.6%)에서 응축부의 물이 다시 증발부로 돌아오게 하기

위해 모세관 현상을 이용해야 함. 이 때문에 히트파이프 중에서도 Grooved wick 을 사용한다는 점이 특징임.

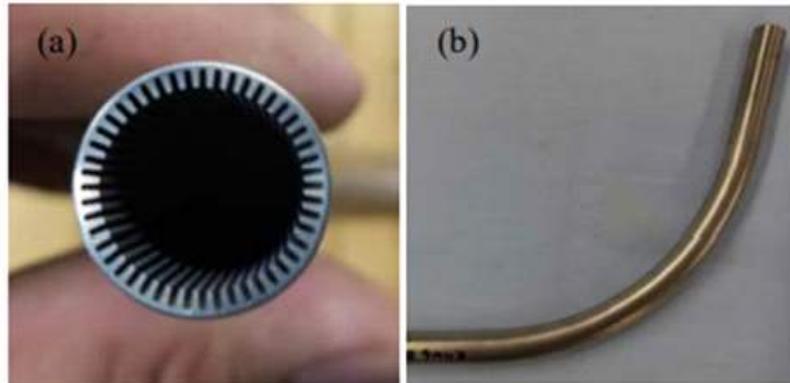


그림 4-2.24 Groove wick (좌측) 히트파이프와 Salt Bending을 한 다음의 모습

- 우주 공간으로의 열방출을 위한 방사판은 원자로 1기당 9.6 m²의 면적을 갖도록 설계를 하였고, 마치 우산이 접힌 모양으로 원자로에 설치되어 있음. 히트파이프와 알루미늄 방사판은 low temperature soldering 방법으로 부착되어 있으며, 방사판은 Aeroglaze A276으로 도장되어 있음. 이때의 최대 radiation emissivity는 0.86으로 알려져 있음.[19]

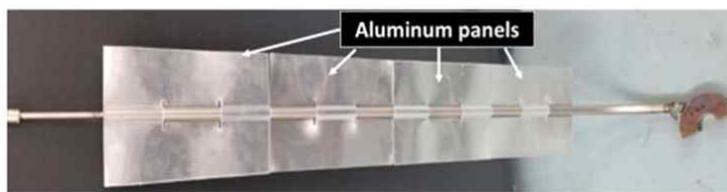


Fig. 6 Titanium heat pipe integrated with aluminum sheets as radiator panels

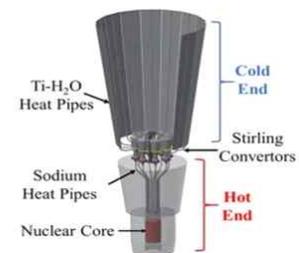


그림 4-2.25 저온부 히트파이프의 방사판 부분

- 히트파이프의 설계에 대해서는 보다 상세한 이론적, 실험적 내용이 필요하지만 본 보고서에서는 Kilopower에 장착된 히트파이프의 구조적 특성에 대해서만 설명하는 것으로 갈음하였음.

(4) 차폐

- 차폐는 원자로 주변을 둘러싸고 있는 LiH/W에 대한 내용으로서, 원자로 주변에 위치하는 전력 변환 및 각종 장치의 재료와 전자 장치를 보호하기 위해 필요함.

- 8% UMo, BeO(산화베릴륨) 중성자 반사체를 고려하고, 1 ~ 10 kWe의 발전량을 달성하기 위해서는 대략 10^{12} neutron/cm²/s의 중성자속이 필요한 것으로 분석이 되는데, 이에 대한 차폐질량 분석 결과는 다음 그림과 같음.[20]

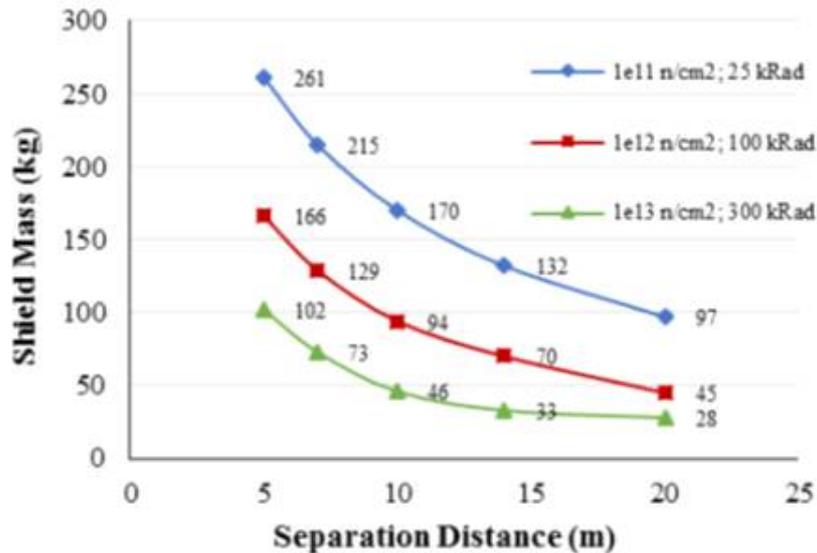


그림 4-2.26 Kilopower 원자로의 차폐질량 분석

- 감마선과 중성자에 의한 차폐를 모두 고려해야 하는데, 공개된 문헌으로는 중성자 분야에 대한 연구가 상대적으로 부족한 것으로 보임.
- Ohio State University Research Reactor에서는 500 kW급으로 8시간 동안 10^{11} n/cm²/s의 실험을 수행한 경험이 있고, University of Missouri Research Reactor에서는 10 MW급으로 24시간 동안 6×10^{14} n/cm²/s를 실험하고, LiH에 대한 연구를 수행하고 있음. Standard Radiation Test Facilities가 Lawrence Berkeley National Laboratory의 88-inch Cyclotron에 설치되어 있으며, Goddard Space Flight Center에는 감마조사선원으로서 Radiation Effects Facility가 운영 중임.

(5) Kilopower 프로토타입의 실험용 원자로: KRUSTY

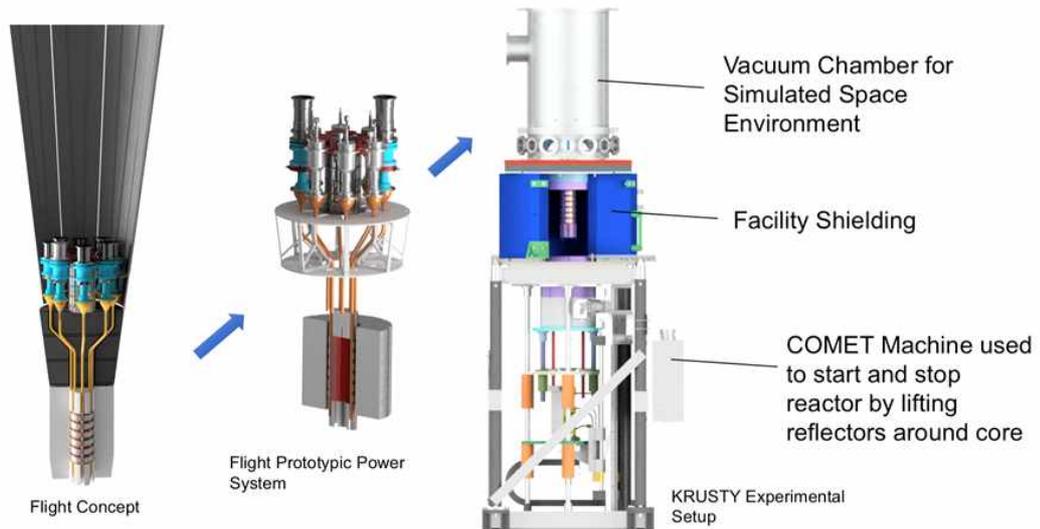
- KRUSTY는 Kilopower 프로토타입 원자로를 지상에서 실험해 보는 마지막 단계로서 구성된 장치임. 1 kW 전기를 생산하며, 높이는 약 1.9m, Depleted Uranium Core의 외경 110 mm, 내경 39.88 mm로 제작되었음. 8개의 외곽의 홈을 통해 히트파이프가 연결되며 스텔링엔진까지 열전달이 됨.



그림 4-2.27 KRUSTY 장치에 들어가는 노심 모사체

- 다음 그림은 실제 우주용 원자로와 KRUSTY의 형태상의 차이점을 비교한 것임. 우주환경과 최대한 유사하게 만들 수 있도록 장치를 구성하였음.

KRUSTY: Kilopower Reactor Using Stirling Technology



Flight vs. KRUSTY

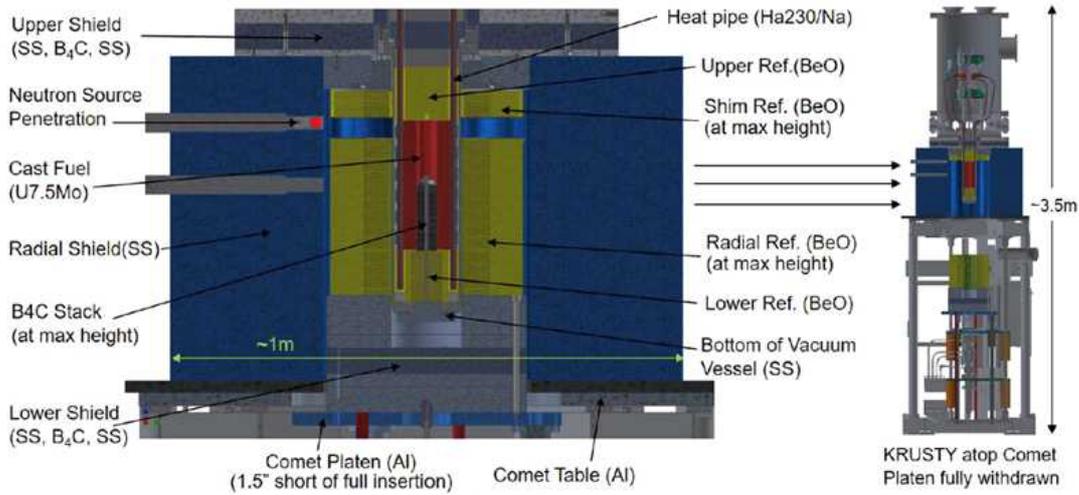
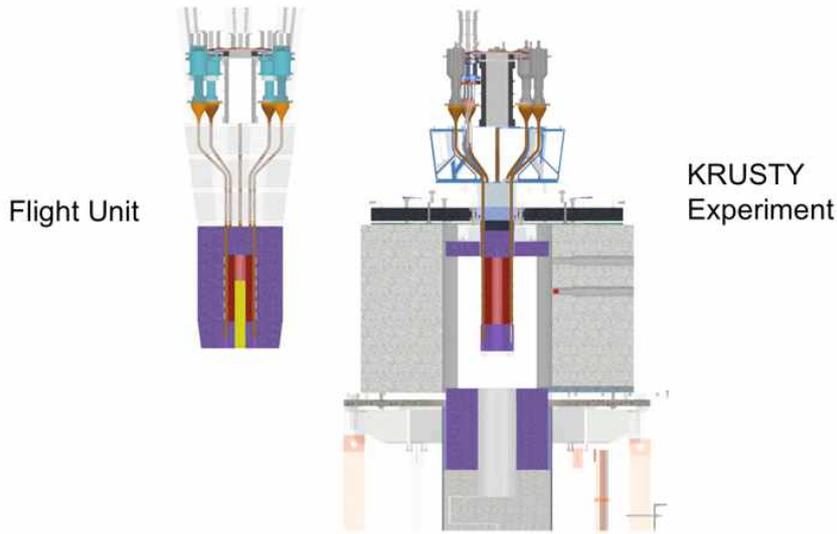


그림 4-2.28 KRUSTY 장치의 주요 구성품과 크기[21]

- 2018년 NASA의 언론 배포 자료[22]에 따르면, KRUSTY는 2017년 11월부터 2018년 3월까지 네바다 국가 안보국(NNSS)에서 5개월 동안 4단계로 진행되었음:
 - 핵심기기 실험1: 핵연료, 중성자 반사체, 차폐체, 기동용 연료봉을 수십 가지의 구성으로 배치하여 반응도를 측정완료. 반응도(중성자 증배계수)는 ‘제로 전력’에서 측정

- 핵심기기 실험2 (가열없이): 히트파이프, 클램프, 단열재, 진공 용기를 추가하여 제로 전력 실험을 진행
 - 실험3 (가열중): 핵분열은 노심을 점차적으로 더 높은 온도로 가열하여 모사. 전 출력 운전으로 갈지 말지를 결정하는데 활용
 - 실험4 (전출력 가동): 원자로 기동, 최대 전력으로 상승, ~800 C에서 정상운전, 여러 가지 과도상태, 정지 운전에 대한 실험
- 위 내용을 정리하면 아래 표와 같은 KRUSTY 성능 명세를 작성할 수가 있음. 이는 TRL6에서 TRL7 사이의 기술력에 해당되는데, 다음 단계인 TRL8의 비행시험은 현재 준비 중인 것으로 알려져 있음. 당시 시험에서 굽힘가동이 가능한 히트파이프는 제작에 실패하여 열싸이편으로 실험을 하였는데, 이는 중력의 도움을 받은 것으로 간주할 수 있음.

표 4-2.2 KRUSTY의 실험 사항 및 주요 결과

Event Scenario	Performance Metric	KRUSTY Experiment	Performance Status
Reactor Startup	3 hours to 800 deg. C	1.5 hours to 800 deg. C	Exceeds
Steady State Performance	4 kWt at 800 deg. C	> 4 kWt at 800 deg. C	Exceeds
Total Loss of Coolant	< 50 deg. C transient	< 15 deg. C transient	Exceeds
Maximum Coolant	< 50 deg. C transient	< 10 deg. C transient	Exceeds
Convertor Efficiency	> 25 %	> 35 %	Exceeds
Convertor Operation	Start, Stop, Hold, Restart	Start, Stop, Hold, Restart	Meets
System Electric Power Turn Down Ratio	> 2:1 (half power)	> 16:1	Exceeds

- NASA에서 평가한 KRUSTY는 40년만에 미국에서 완전히 새로운 개념의 핵분열 원자로를 제시한 것에 대해서 무척 고무적인 결과를 도출하였으며, 우주 과학 및 탐사에 사용할 수 있는 우주 원자로 개념을 시연했다는 의미를 가지고 있음.
- 이와 관련하여 인프라, 전문 지식, 규제 프레임워크 등을 구축할 수 있었으며, KRUSTY의 데이터는 Kilopower 이상의 설계에 대한 벤치마크 코드를 지원할 수 있었음. 특히 중요한 것은 Kilopower의 노심이 피동적인 방법으로 제어가 됨을 확

인하여 안전성을 확보한 것이었음.

- 한편 KRUSTY는 소형원자로 개발이 본질적으로 비싸지 않다는 것을 보여줬다고도 자평하고 있는데, 그 이유는 소형원자로를 <\$20M 미만의 비용으로 설계, 제작 및 테스트하였기 때문임.

(6) 기술적 현안

- 다음은 Kilopower 또는 히트파이프 원자로와 관련하여 이미 알려진 기술적 현안을 정리한 것임.

- 발사 및 착륙 시의 하중

- 저출력(10 kWt 이하)에서는 히트파이프가 코어의 둘레에만 배치되어도 됨.
- 10 kWt 이상의 출력에서는 열을 효율적으로 제거할 수 있도록 히트파이프가 연료내부에 위치되어야 함. 이로 인하여 연료-히트파이프간 가압접촉이 필요함.
- 연료봉의 위치 이탈 및 형태변형이 제일 위험한 요소로 지적됨.

- 히트파이프-핵연료 간 결합 방법

- 납땜-확산결합-액체금속 결합 방법을 사용.
- 진공에서 히트파이프와 핵연료는 800 C의 온도에서 매우 빠르게 결합하는 것을 확인함. 즉, 확산결합이 성공 가능성이 높음.
- 모든 옵션은 연료와 물질 간의 화학적 호환성과 물질의 이동이 고려되어야 함.

- 히트파이프의 제작성

- KRUSTY 실험에서도 소뿔이 장입된 구부러진 형태의 히트파이프를 제작하는데 실패하였으며, 내구성이 높고 저렴한 히트파이프를 설계, 제작, 유지보수 하는 기술은 아직 미흡한 정도로 판단.

- UMo 핵연료 자체

- 해당 핵연료는 높은 우라늄 함량과 열전도가 좋지만, 800 C로 운전되는 상황에서는 재료가 Soft하며 하중으로 인한 장기 크리프 발생이 가능.

- UMo는 고온에서 구조재료(Haynes 230, Ni-Cr-W합금)와의 화학적 호환성이 부족.
- 고출력에서 연료가 팽창하는 것이 문제가 됨. 이로 인하여 50 kWt 이상의 출력을 제한.
- LEU를 사용할 경우 출력을 높일 수 있지만 전력밀도가 낮아서 무게가 늘어남.
- 기존의 열변환 방식이나 Brayton Cycle을 이용하여 효율을 높이는 것을 고려할 수 있음.

3) 지상용 히트파이프 원자로

- 최근 비전력망 지역의 분산형 전력공급용으로 30MWe 이하의 초소형 원자로 개발이 주목 받기 시작하면서, 여러 가지 다양한 노형의 원자로 개념들이 제안되고 있음. 2017년 캐나다 원자력연구소[23]는 북부 광산 또는 오지에 전력공급을 위한 소형 원자로 개발을 착수하고, 세계 각국의 19개 산업체 또는 연구기관에서 참여의향서를 접수 받았음. 이미 7개의 노형이 캐나다 규제 기관 CNSC의 사전 검토 절차인 VDR(Vender Design Review)을 신청하였음. 미국 국방부와 에너지부는 2027년 미국 내 건설을 목표로 초소형 원자로 개발을 수행하고 있음. 현재 MWe급 히트파이프 원자로로는 광산, 오지, 데이터센터, 자연재해 지역 등 다양한 특수목적 활용이 기대됨.
- 특히 미국 국방부는 군사기지의 전력생산용으로 사용되고 있는 디젤발전기를 장기적으로 초소형 원자로로 대체할 계획을 가지고 있음. 이는 미군 전사자의 대부분이 디젤발전기의 연료인 디젤을 운송하다가 생기는 과정에서 기인함. 미국 국방부가 2016년에 발표한 보고서[24]에 따르면, 전방/오지에서 운영되는 기지를 위한 히트파이프 원자로로는 동일전력의 디젤발전기 대비 50%의 면적과 32%의 비용이 요구되는 것으로 평가되었음(257 diesel tank/MWe per year). 또한, 다음과 같은 오지 및 극지용 초소형 원자로의 조건을 제시하였음.

- ① 1~10MWe 전기생산과 담수화/연료 생산에 필요한 열 생산 가능
- ② 트럭이나 수송기로 운송 가능한 무게와 크기
- ③ 짧은 설치 및 해체 시간
- ④ 자연 냉각 가능
- ⑤ 연료교체주기가 최소 1년 이상이어야 하고, 사용 전후 연료 수송이 가능
- ⑥ 최소한의 운전원을 요구하는 자율/반자율 운전
- ⑦ 즉각적인 긴급정지와 피동냉각 가능
- ⑧ 핵비확산성 확보

- ⑨ 적 공격이 원자로에 주는 영향 최소화
- ⑩ 국민, 군인, 환경에 미치는 위험도 증가 최소화

○ 위와 같은 초소형 원자로의 조건은 앞에서 설명한 히트파이프 원자로의 설계특성에 매우 부합하는 것으로 평가됨. 현재 미국은 Kilo Power 개발과정에서 축적된 원자로 기술을 바탕으로 2025년도 실증로 자국 내 건설을 위해 다양한 히트파이프 냉각 초소형 원자로 관련 연구가 수행되고 있음. Oklo(사)와 웨스팅하우스(사)는 USNRC에 히트파이프원자로 사전 안전성평가를 각각 2016년과 2019년에 신청하였음. 본 보고서에서는 대표적인 지상용 히트파이프 냉각 원자로인 LANL의 Mega Power, 웨스팅하우스(사)의 eVINCI에 대해 기술할 것임.

가) Mega Power

○ Mega Power는 미국 LANL에서 Kilo Power 기술을 바탕으로 개발한 지상용 히트파이프 냉각 원자로임. 핵연료는 19.5%wt UO₂ 핵연료를 사용하고, 아래의 그림과 같이 핵연료 펠렛이 스테인리스강 모노리스에 포타슘 히트파이프와 같이 설치됨. 전력변환계통으로는 개방 공기 브레이튼 사이클, 초임계 이산화탄소 사이클, 스텔링 엔진 등이 고려될 수 있음. 우선적으로 적용될 전력 변환계통은 개방 공기 브레이튼 사이클임. 노심 수명은 12년이고, 2MW의 전력과 2MW의 공정열을 생산할 수 있음. 원자로 총무게는 35톤으로 공중, 고속도로를 통해 각각 수송기와 트레일러로 운송 가능함. 원자로 작동에 필요한 시간은 도착 후 72시간이고, 원자로 해체에는 총 7일이 필요함.

LANL MegaPower Reactor

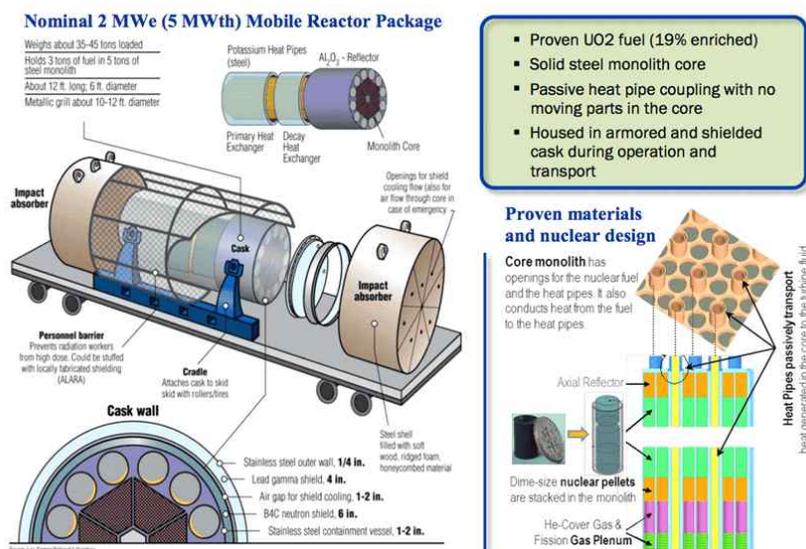


그림 4-2.29 LANL Mega Power Reactor[25]

- Mega Power 원자로는 LANL이 우주용 원자로 Kilo Power 개발과정에서 구축한 코드 체계를 활용하여 설계되었음. 현재 INL과 LANL이 이를 더욱 발전시켜 아래의 그림과 같이 히트파이프 초소형 원자로 설계 코드 체계로 MOOSE (Multiphysics Object-Oriented Simulation Environment) 기반의 DireWolf[26]를 개발하였음. DireWolf는 노물리해석코드 MAMMOTH, 천이방사선수송해석코드 Rattlesnake, 핵연료성능해석코드 BISON, 구조해석코드 Grizzly, 히트파이프해석코드 Sockeye, 전력변환계통해석코드 RELAP-7으로 구성됨. 이 코드들은 현재 LANL의 Mega Power 개념 기반의 히트파이프 냉각 고속로 설계[27]와 Oklo(사) 히트파이프 냉각 고속로 설계에 활용되고 있음. 특히 히트파이프해석코드 Sockeye는 80년대에 LANL이 개발하였던 HTPPIPE 기반으로 INL과 Oklo가 공동으로 개발하였음.

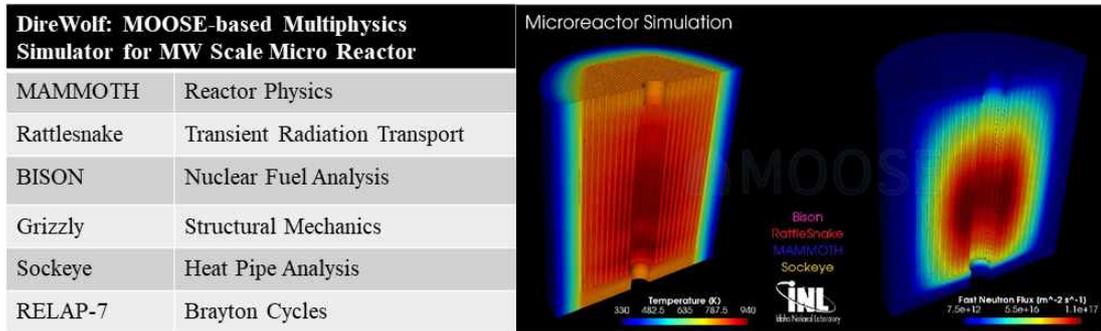


그림 4-2.30 DireWolf 코드 체계를 활용한 초소형원자로 설계 및 해석

나) eVINCI

- 웨스팅하우스(사) 역시 LANL의 KiloPower 실증과정에서 축적된 기술을 바탕으로 특수목적 히트파이프 원자로 eVINCI를 개발하고 있음. 트레일러, 기차, 선박, 수송기 등으로 운송 가능한 전력생산 원자로로, 핵연료 장전을 포함한 원자로의 모든 것이 공장에서 제작되고, 전력생산과 열을 동시에 생산함. 공정열은 설계 사양에 따라 600°C까지 가능함. 현장 설치가 30일 안에 가능하고, 자율 부하 관리 기능이 설계에 고려되어 있음. 녹지 해체, 핵확산 저항성, 고신뢰성, 구동부 최소화 등 히트파이프 원자로의 장점들을 두루 갖추고 있음. 전력변환계통으로는 초임계이산화탄소 브레이튼 사이클, 스텔링엔진, 개방공기 브레이튼사이클 등이 고려됨. 위 세 가지 전력변환계통은 원자로와 쉽게 연결될 수 있고, 고온 운전이 가능하고, 낮은 유지비와 모듈화가 가능하다는 장점이 있음. 원자로 크기는 20' ISO 컨테이너 안에 설치가능하도록 설계되었음. 히트파이프 원자로는 유량상실사고, 냉각재상실사고, 노심 내 물 주입 혹은 제어봉 이탈 등에 따른 양의 반응도사고, 전원상실사고,

고압 파열 및 분출과 같은 일반적인 원자로의 사고를 배제하도록 설계함.

- eVINCI의 초기 설계 사양은 MEGA POWER와 유사하였으나, 최근 미국 국방부의 요구로 TRISO 핵연료, 흑연 모노리스를 설계에 고려하는 계획이 발표되었음.[28] 모노리스 재료가 스테인리스강에서 흑연으로 바뀌어 운전온도가 높아지면서, 히트파이프의 작동유체도 기존 포타슘에서 소듐으로 변경될 수 있음. 아래의 그림은 eVINCI 원자로와 자연공기냉각계통을 보여주고 있음.

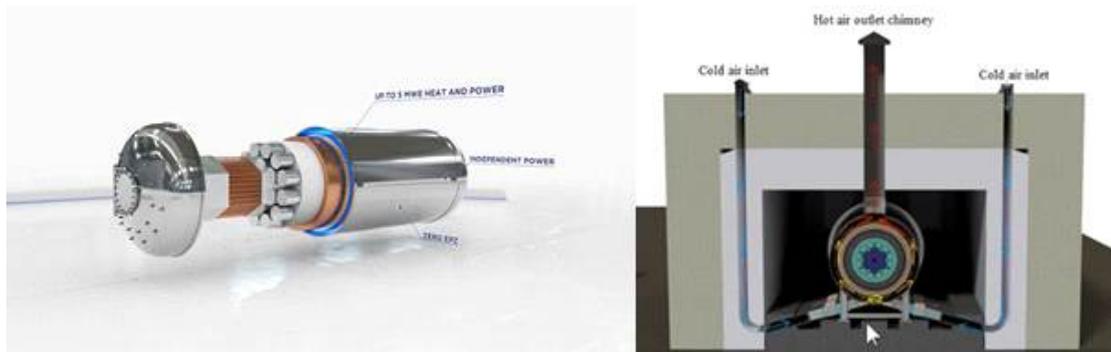


그림 4-2.31 eVINCI 원자로[29] 및 자연공기냉각계통[30]

- 웨스팅하우스는 eVINCI 개발을 위해 노심 모노리스, 히트파이프, 온도측정센서, 제어드럼에 관한 개별효과 시험 연구를 수행하고 있음. 이와 별도로 종합 효과 시험으로 전기가열 데모 시험을 웨스팅하우스 본사가 있는 피츠버그에 준비하고 있음. 종합 효과 시험은 히트파이프 집합체 전기 가열시험을 통해 설계와 동일한 재료, 온도 시험조건 하에서 원자로 운전성을 검증하고 설계코드 검증시험자료를 제공하는 것이 목적임. 종합효과 시험은 2020년에 시작될 예정이며, 2022년까지 관련 연구를 완료하고, 2023년 실증로 건설과 2025년 상용 1호기 건설이 최종목표임.

4) 국내 연구 현황

- 국내에서 히트파이프 원자로 관련 연구는 거의 진행된 바 없음. 알칼리금속 히트파이프의 경우, 대흥기업(주)가 2000년대 중반에 폐열회수 열교환계통 개발을 위해 국내 최초로 히트파이프 제조 기술 개발 및 열성능 시험자료를 생산한 바 있고, 한국에너지기술연구원은 접시형 태양열 발전용 AMTEC(Alkali-Metal Thermal to Electric Converter) 핵심기술의 일환으로 고온 루프형 히트파이프를 개발해왔음. 한국표준과학기술연구원은 알칼리금속 히트파이프를 활용한 표준온도 측정 관련 연구를 수행한 바 있음. 세 기관에서 개발한 알칼리금속 히트파이프는 원자로 냉각용으로 사용하기에는 열이송출력이 낮음. 원자력 분야에서 히트파이프 연구는 알칼리금속의 경우 연구된 바 없고, 500°C 이하 조건에서 작동되는 히트파이프를 이용한

사용후 핵연료 및 제어봉 피동 냉각시스템이 울산과학기술원, 한국과학기술원, 경희대학교 등에서도 연구되었음.

- 2019년 4월에 한국원자력연구원이 원자력융복합기술개발의 일환으로 우주용 열전도관 냉각 원자로 핵심기술 개발 과제를 착수하면서, 국내 히트파이프 원자로 연구가 시작되었다고 볼 수 있음. 현재 수행되고 있는 연구과제의 최종목표는 우주용 원자로 개념 및 설계기술을 개발하고, 국내에서 제작한 히트파이프 시작품이 우주용 원자로 냉각용으로 사용 가능한 열이송출력으로 운전되는 것을 실험적으로 입증하는 것임.

[참고 문헌]

- (1) NASA, High Thermal Power Density Heat Transfer Apparatus Providing Electrical Isolation at High Temperature Using Heat Pipes, US 4506183, 1983.6.24.(출원)
- (2) K. S. Kozier, "The Nuclear Battery: A Very Small Reactor Power Supply for Remote Locations," Energy, Vol. 16, No. 1/2, pp. 583-591, 1991.
- (3) NASA Facts, Space Technology Game Changing Development
<https://www.nasa.gov/directorates/spacetech/kilopower>
- (4) <https://en.wikipedia.org/wiki/BES-5>
- (5) https://en.wikipedia.org/wiki/Romashka_reactor
- (6) <https://en.wikipedia.org/wiki/SNAP-10A>
- (7) <https://en.wikipedia.org/wiki/SP-100>
- (8) Mohamed S. El-Genk, "Deployment history and design considerations for space reactor power systems," Acta Astronautica, 64, 2009, 833-849
- (9) Heat Pipe Applications in Fission Driven Nuclear Power Plants, Bahman Zohuri
- (10) <http://anstd.ans.org/nets-2019/>
Xu Chunyang, et.al., HISTORY AND CHALLENGES OF SPACE NUCLEAR REACTOR POWER
- (11) D. Palac, M. Gibson, L. Mason, M. Houts, P. McClure, R. Robinson, Nuclear Systems Kilopower Overview, Space Technology Mission Directorate Game Changing Development Program, Feb. 22, 2016, NASA Webpage.
- (12) D. I. Poston, M. Gibson, P. McClure, "KiloPower reactors for potential space exploration missions, Nuclear and Emerging Technologies for Space," ANS Topical Meeting, Richland, WA, Feb. 25-28, 2019.
- (13) Leonardo de Holanda Mencarina & Jeffrey C. Kinga, "Fuel geometry options for a moderated low-enriched uranium kilowatt-class space nuclear reactor", Nuclear Engineering and Design 340 (2018) 122-132
- (14) D. I. Poston, P. R. McClure White Paper-Use of LEU for a Space Reactor, LA-UR-17-27226, LANL Technical Report, 2017.
- (15) P. McClure, D. Poston, KiloPower: Powering a NASA mission to Mars, Frontiers in Science Public Lecture Series, LA-UR-18-222754, 2018.
- (16) W. Arias, et. al., "Thermodynamic analysis, performance numerical simulation and losses analysis of a low cost Stirling engine V-Type, and its impact on social development in remote areas.", Proceedings of

- ECOS 2011 Novi Sad, Serbia July 4-7, 2011.
- (17) Derek Beard, et. al., "Sodium Heat Pipes for Spacecraft Fission Power Generation", Advanced Cooling Technologies, Lancaster, PA, 17601.
 - (18) Kuan-Lin Lee, et al., "TITANIUM WATER HEAT PIPES FOR SPACE FISSION POWER COOLING", ANS NETS 2018 - Nuclear and Emerging Technologies for Space Las Vegas, NV, February 26 - March 1, 2018
 - (19) Kuan-Lin Lee, et. al., "Titanium-Water Heat Pipe Radiators for KilopowerSystem Cooling Applications", July 9-11, 2018, Cincinnati, Ohio, 2018 International Energy Conversion Engineering Conference.
 - (20) UPDATE ON RADIATION TESTING FOR SPACE FISSION POWER SYSTEMS - NASA, 2019
 - (21) https://www.youtube.com/watch?time_continue=195&v=DcdfMcjUy_U
 - (22) Welcome to the Kilopower Press Conference, May 2018
 - (23) Canadian Nuclear Laboratories, Summary Report: Perspectives on CANADA's SMR Opportunity, 2017.
 - (24) Department of Defense, Final report of the Defense Science Board Ad Hoc Committee on Energy Systems for Forward/Remote Operating Bases, August 1, 2016.
 - (25) P. McClure, D. Poston, "Design and Testing of Small Nuclear Reactors for Defense and Space Applications," LA-UR-13-27054, Invited Talk to ANS Trinity Section, Santa Fe, NM, Sep. 20, 2013.
 - (26) R. C. Martineau, "DireWolf: MOOSE-based Multiphysics Simulator for Megawatt Scale Micro Reactor," GAIN-EPRI-NEI-US NIC Micro-Reactor Workshop, April 3-4, 2019.
 - (27) J. W. Sterbentz, J. E. Werner, A. J. Hummel, J. C. Kennedy, R. C. O'Brien, A. M. Dion, R. N. Wright, K. P. Ananth, Preliminary Assessment of Two Alternative Core Design Concepts for the Special Purpose Reactor, INL/EXT-17-43212 Rev. 1, May 2018.
 - (28) R. F. Wright, "Smaller and Safer: How Micro-Reactors can Redefine Nuclear," NURETH 18 Conference, Keynote Session, August 18-23, Portland, OR, 2019.
 - (29) <http://www.westinghousenuclear.com/new-plants/evinci-micro-reactor>
 - (30) H. Xu, J. J. Van Wyk, R. F. Wright, "Thermal Analysis for eVINCI Micro Reactor," NURETH 18 Conference, Portland, OR, Aug. 18-23, 2019.

4-3 우주 추진체 원자로

가. 우주 원자력 추진 기술(Space Nuclear Propulsion Technology)

1) 우주 원자력 추진 개요

가) 배경

- 초창기 탐험에 의의를 두었던 우주개발은 최근 목적이 다양화 되고 관련 산업들이 성장하고 있음. 이에 따라 우주개발선진국들이 주도권을 선점하기 위해 다양한 기술개발과 정책들을 펴고 있음. 현재 수많은 인공위성이 운용중이며, 우주 산업을 신전략 산업으로 육성하기 위해 70여 개국이 우주개발에 참여하고 있음. 각국에서 우주개발에 뛰어드는 이유는 효율성과 비용효과 측면에서 앞으로 큰 상업적 가치를 가진다고 판단하고 있기 때문임. 우주탐사에는 열 및 전기가 절대적으로 필요하며 에너지밀도, 사용가능 수명, 우주의 극한환경을 고려할 때 원자력 에너지가 가장 적합함. 기존에는 방사성동위원소를 이용한 배터리 등이 주로 사용이 되었으나 최근에는 추진 동력원에 대한 연구들도 많은 관심을 받고 있음. 특히 2000년대 들어 우주개발의 목표가 다양화 되고 민간의 참여가 확대됨에 따라 그 수요가 크게 늘어날 것으로 예측되고 있음.
- 우주 원자력 추진 기술은 2차대전 이후 우주개발과 함께 화학 로켓(Cheical Rocket) 보다 더 나은 성능을 가진 로켓의 필요성 대두되면서 미국과 러시아에서 시작하였음. 원자력 추진을 개발했던 이유는 크게 두 가지로 첫째는 연료 구입에 들어가는 비용을 줄이기 위함이었고, 둘째는 탑재되는 연료량을 줄여 줄어든 공간을 다른 용도로 활용하기 위함이었음. 기술적으로는 화석연료를 사용하는 로켓도 우주탐사에 가능하지만 엄청난 양의 연료를 싣고 발사를 해야 하며 이는 비용의 증가로 이어짐.
- 원자력 추진 로켓의 개발은 이미 미국에서는 여러 번 진행 되었으나 안전성 및 정치적인 문제로 여러 번 시도와 중단을 반복되었음. 하지만 최근 NASA에서는 화성 유인 탐사를 위하여 이 기술을 다시 검토되고 있음. 인간이 직접 우주선을 타고 장거리 우주여행을 하려면 충분한 에너지, 공기, 식량, 통신 등 생명과 안전을 유지하는데 필요한 요소들이 준비되어야 함. 특히 우주선은 비용과 기술상의 문제로 크게 만드는 데에는 한계가 있음. 현재 NASA에서는 원자력 열추진 기술을 이용하여 2020년에는 소행성, 2033년에는 화성 유인 탐사에 활용하고자 하는 계획을 가지고 있음. 또한 화성 착륙 이후에도 유인기지 설립이나 탐사 차량에 원자력 추진기술을

사용할 것을 고려하고 있음.

- 원자력을 이용한 추진기술(혹은 로켓) 또한 화학 추진기술처럼 추진제가 필요하지만 기존의 화학연료에 비해 훨씬 작은 양으로 더 큰 추진력을 낼 수 있음. 이는 대략 1kg의 우라늄으로 200 kW 에너지를 13년 동안 공급 가능한 것으로 알려져 있음. 특히 장거리 탐사에는 방사선 조사의 위험성 등을 고려한 운영 기간의 단축이 매우 중요한데 이를 위해서는 우주선의 추진력 증가와 질량 감소가 요구됨. 현재 이러한 요구조건을 만족시킬 수 있는 방안으로 원자력 추진기술이 고려되고 있음.

나) 원자력 추진의 장점

- 우주 탐사선(혹은 우주선)이 우주 공간을 항행하기 위해서는 로켓 추력기, 관측장비 구동, 통신 등에 필요한 열과 전기가 필요함. 우주에서 사용가능한 에너지원은 화학, 태양, 원자력이 있음. 화학에너지는 생산 가능한 총전 전력량이 제한적이며 수명도 수개월에 불과함. 태양에너지는 전락생산효율은 높지만 우주 방사선에 의한 열화 문제로 수명이 수개월에서 수년에 불과하며, 심우주에는 태양에너지가 급격히 감소하여 대형 임무에 부적합함. 이에 반하여 원자력 에너지는 수명이 길고 신뢰성이 높으며 단위 질량당 에너지가 높음. 또한 구조가 단순하고, 화학 로켓에 비해 높은 성능을 얻을 수 있음. 일반적인 수소/산소 기반의 고성능 화학 로켓보다 최소 2~3배 이상의 성능을 얻을 수 있는 것으로 알려져 있음. 그림 4-3.1은 우주에서 사용 가능한 에너지별 출력대비 수명을 비교하고 있음. 여러 에너지원들 중 높은 출력으로 장기간 활용이 가능한 에너지원은 원자력이 유일함.

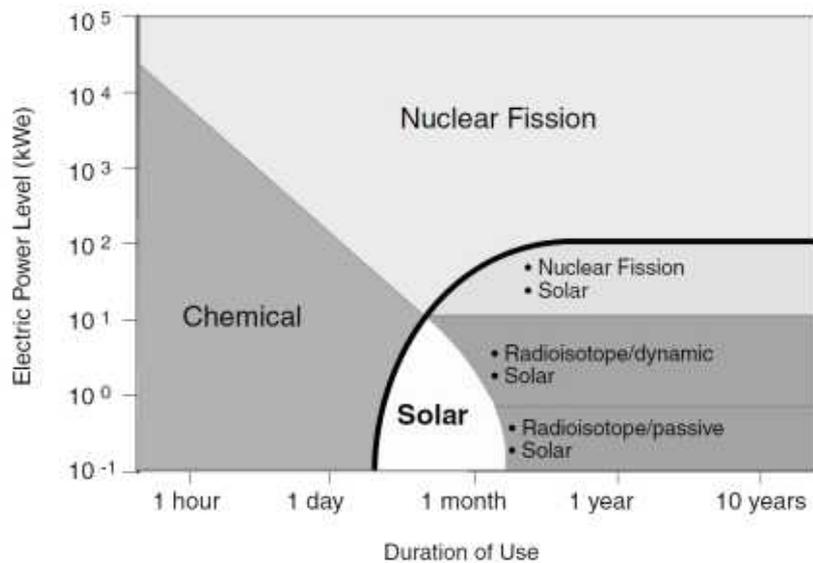


그림 4-3.1 우주에서 사용 가능한 에너지별 출력대비 수명

2) 원자력 추진 기술의 종류

- 원자력 추진기술은 크게 원리에 따라 열추진(Nuclear Thermal Propulsion:NTP)와 전기추진(Nuclear Electric Propulsion:NEP)으로 나뉨. 열추진은 핵반응을 통해서 나온 열을 직접 활용하는 방법이고, 전기추진은 핵반응에서 나온 열을 이용하여 전기를 생산한 후 전기를 이용한 추진 장치에 전달하는 방법임. 각각의 기술에 대한 설명은 다음과 같음.

가) 원자력 열추진(Nuclear Thermal Propulsion: NTP)

- 원자력 열추진(NTP)은 작동 유체(혹은 추진제)를 원자로를 이용하여 가열하여 방출함으로써 추진력(Thrust)을 얻는 기술임. 개념적으로 화학 로켓에 비해서 높은 온도와 이를 통한 추진제의 방출속도를 얻을 수 있기 때문에 높은 효율을 달성할 수 있음. 열역학적으로는 온도를 원하는 만큼 높일 수 있지만 공학적인 관점에서 재료 및 구조적인 부분이 제약조건이 됨. 크게 고체 노심을 사용하는 개념과 기체 노심을 사용하는 개념이 있으며, 이론적인 성능은 기체 노심의 경우가 더 높지만 기술적으로 달성하기는 고체 노심이 더 쉬움. 이러한 이유 때문에 현재까지 구현된 시스템은 모두 고체 노심을 바탕으로 하고 있음.
- 원자력 열추진(NTP) 방식은 설계에 상관없이 모두 그림 4-3.2와 비슷한 개념을 가짐. 원자로에서 가열된 추진제(Propellant)가 노즐을 통해서 방출된다. 이때 방출되는 힘의 반작용으로 로켓이 힘을 받아 반대 방향으로 움직이게 됨.

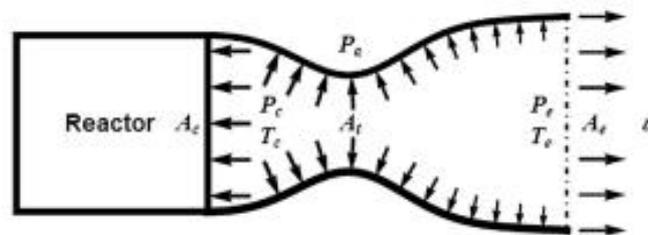


그림 4-3.2 로켓 노즐 개념

- 원자력 열추진 방법을 포함하여 로켓의 성능은 일반적으로 추진력(Thrust)과 비추력(Specific Impulse)로 정량화됨. 추진력(Thrust)은 자동차의 마력과 같은 의미이며, 로켓이 만들어 낼 수 있는 순수한 힘을 의미함. 따라서 단위는 뉴턴(N)을 사용한다. 수학적으로 아래와 같이 방출 질량(\dot{m})과 비추력(혹은 유효 방출속도, I_{sp})의 곱으로 표현됨.

$$F = g_c \dot{m} I_{sp}$$

- 비추력(Specific Impulse)은 단위 중량(kg)의 연료를 1초(sec) 연소했을 때 얻을 수 있는 추진력이며 단위는 sec를 사용함. 물리적으로는 자동차의 연비와 같은 의미를 가진다. 수학적으로 아래와 같이 표현되며, 추진제의 분자량(m_w)이 작을수록, 온도(T_c)가 높을수록 더 큰 비추력을 가짐. 이러한 이유로 분자량이 작은 수소가 추진재로 선호됨.

$$I_{sp} = \frac{1}{g_c} \sqrt{\frac{2\gamma}{1-\gamma} \frac{R_u}{m_w} T_c}$$

- 또한 같은 의미로 특정 온도에서 분자의 속도는 다음과 같은 식으로 표현됨.

$$v = \sqrt{\frac{3kT}{m_w}}$$

- 이는 동일한 온도에서 분자량이 클수록 속도가 느리다는 것을 나타내며, 따라서 작은 분자량이 높은 추진을 얻는데 더 유리하다는 것을 의미함.

(1) 고체-노심 원자력 열추진 (Solid-Core NTP)

- 고체-노심을 사용하는 NTP의 기본 구조는 그림 4-3.3과 같음. 가압된 액체 추진재(주로 수소)를 열이 발생하는 노심 내로 주입하게 되고, 이 때 노심 내에서 발생한 열에너지가 추진재로 전달됨. 따라서 추진재의 온도가 상승하고, 이러한 고온의 추진재를 노즐을 통해서 방출함.

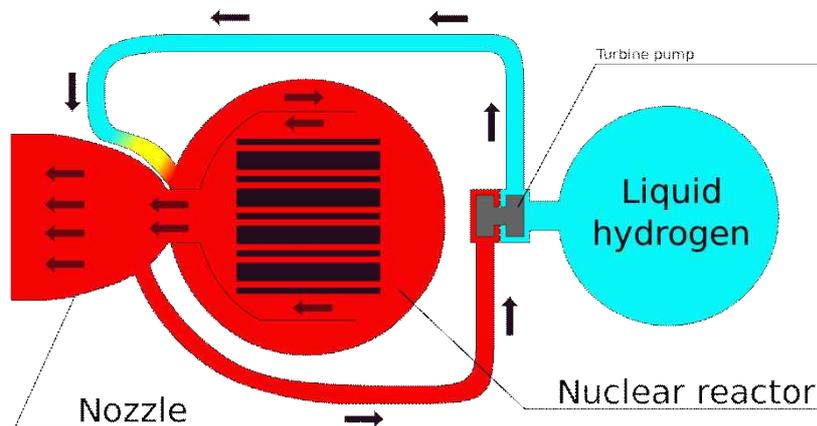


그림 4-3.3 고체-노심 원자력 열추진(NTP)의 기본 개념

(2) 기체-노심 원자력 열추진(Open Gas-Core NTP)

- 원자력 열추진(NTP)은 온도가 높을수록 열역학적으로 더 높은 효율을 얻을 수 있지만 고체-노심을 사용할 경우 재료 문제로 최대 온도가 제약됨. 따라서 공학적으로 가능한 최대 비추력은 약 900 sec 정도라고 알려져 있음. 기체-노심 원자력 열추진(Open Gas-Core NTP)은 온도를 높여 고체-노심 NTP 보다 높은 비추력과 효율을 얻기 위해서 제안되었음.
- 기본 개념은 그림 4-3.4와 같음. 이 방식은 핵분열 물질(Fissile Material)을 기체 형태로 노심 내로 주입함. 이와 동시에 추진제가 노심 외부의 다공성 매질을 통해서 내부로 주입됨. 노심 내에는 핵분열 반응에 의해서 핵분열 물질의 온도가 크게 상승하고 이 온도는 외부의 추진제로 전달됨. 이론적으로는 고체-노심 NTP보다 수배에 달하는 높은 비추력을 얻을 수 있음(1500~5000 sec). 최외곽에는 비교적 낮은 온도의 추진제가 존재하기 때문에 용기를 보호할 수 있음. 이 때 노심에서 가열된 추진제가 방출되면서 추진력을 얻게 됨. 이는 개념적으로 간단히 보이지만 공학적으로 매우 많은 어려움이 존재함. 우선 기체상태에서 안정적인 핵반응 유지하기 어려우며, 생산될 열을 추진재로 효율적으로 전달하기도 쉽지 않음. 또한 추진제가 방출될 때 일부 핵분열 물질과 함께 방출됨.

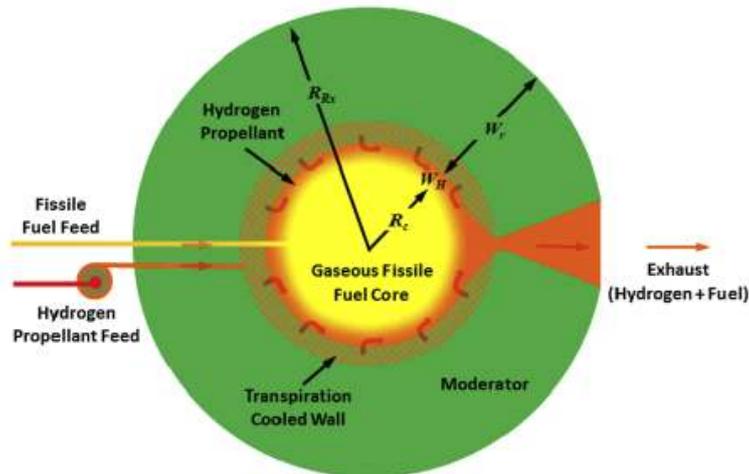


그림 4-3.4 Open Gas-Core NTP 개념

(3) Nuclear Light Bulb

- 기체-노심의 경우 이론적으로 높은 효율을 얻을 수 있지만 실제로 공학적으로 구현 하는데 있어 어려운 점들이 많음. 비추력은 다소 낮지만 이러한 문제를 해결하

기 위한 개념으로 Nuclear Light-Bulb라는 개념이 제안되었음. 대략적인 개념은 그림 4-3.5 와 같음. 기본적으로 기체-노심 NTP 와 동일 하지만 핵분열 물질과 추진재를 물리적으로 분리하는 구조를 가짐. 기체상의 핵분열 물질을 Quartz 용기 내에 가두게 되고, 높은 온도에서 에너지가 빛의 형태로 방출이 되면 빛은 투명한 Quartz를 통과하여 외부를 흐르는 수소 추진재로 전달되는 개념임. 투명한 노심을 사용한다는 뜻에서 Light Bulb라는 명칭이 붙음. 이 설계는 핵분열 생성물을 분리할 수 있다는 장점은 있지만 투명 용기의 견전성 등이 큰 이슈로 남아있음.

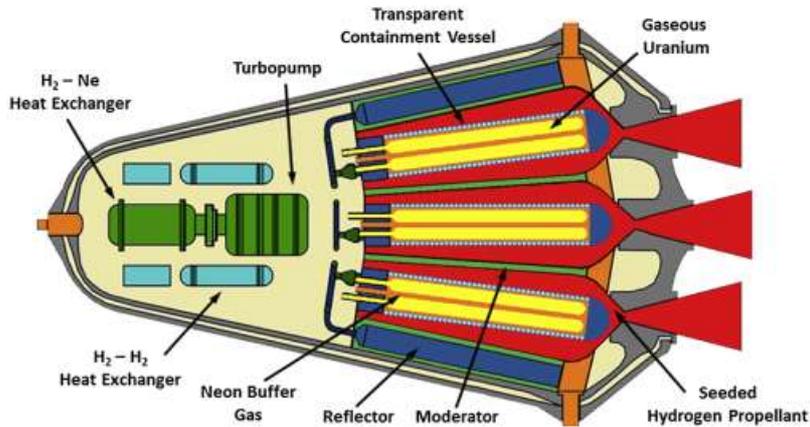


그림 4-3.5 Nuclear Light Bulb 개념

(4) Pulsed Nuclear Rocket

- Pulsed Nuclear Rocket은 주기적으로 우주선의 뒷부분에 작은 핵폭발(Nuclear Explosion)을 일으켜 폭발로부터 발생하는 추진력 이용하는 개념임(그림 4-3.6). 실제로 1950~1960년대에 미국에서 Orion이라는 프로젝트로 연구가 수행된 개념으로 Putt-Putts(또는 Hot Rods)라는 명칭으로 소규모 개념 실증실험 수행되었음. 이 때 실증은 핵폭발 대신 화학 폭발이 이용되었음(그림 4-3.7). 실증실험 성공 이후 많은 개념 안이 제시되었음(그림 4-3.8).

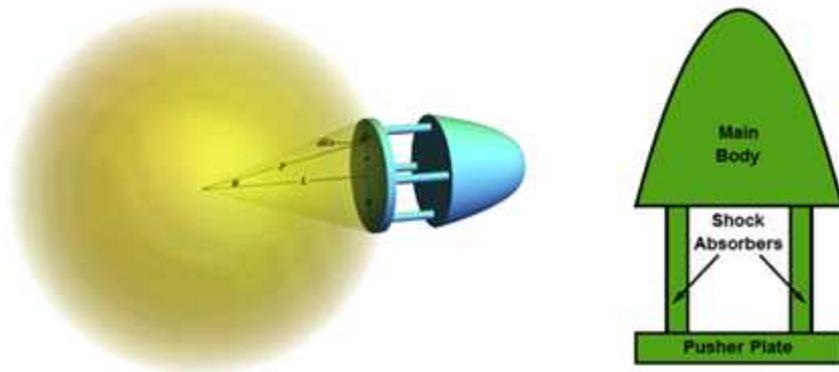


그림 4-3.6 Pulsed Nuclear Rocket 개념

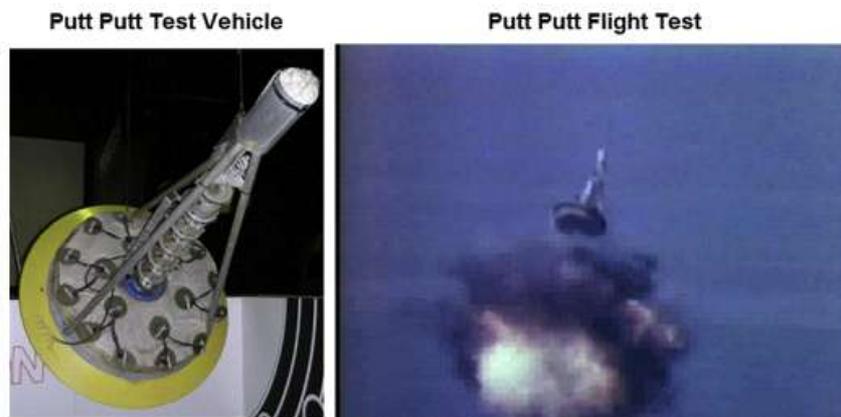


그림 4-3.7 Pulsed Nuclear Rocket 실증시험 (Putt Putt Test)

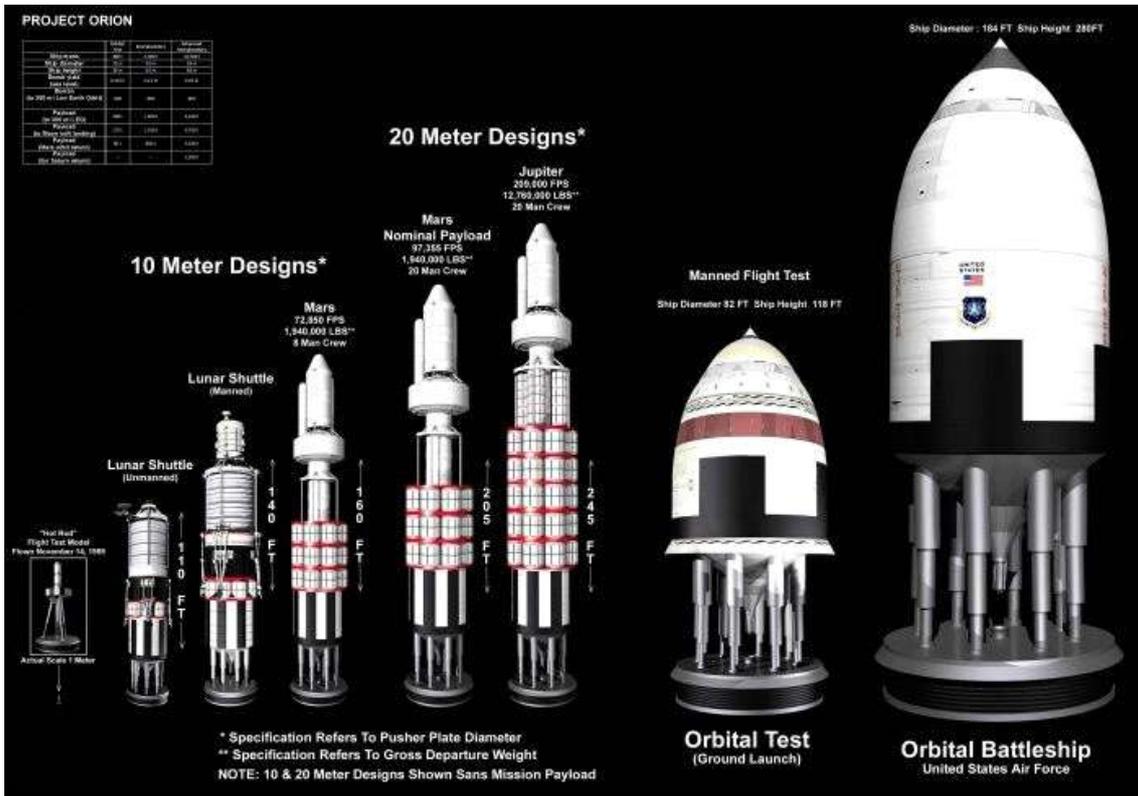


그림 4-3.8 Orion 프로젝트의 다양한 개념안

나) 원자력 전기추진(Nuclear Electric Propulsion: NEP)

- 원자력 전기추진은 원자력을 통해서 만들어진 열에너지를 이용하여 전기를 생산하고 이 전기를 이용해서 ion thruster 나 기타 우주 추진 기술에 활용하는 방식임. 원자력 열추진과는 다르게 원자력 에너지를 추진에 직접 이용하는 방식은 아니며 생산한 전기를 이용하여 간접적으로 활용하는 방식임. 따라서 기존의 태양광 패널(Solar Panel)을 이용하는 방식과 로켓의 구동부분은 기본적으로 거의 동일함. 단지 전기를 생산하는 방식이 핵분열을 이용하기 때문에 원자력 전기추진(Nuclear Electric Propulsion)이라고 불림.
- 원자력을 이용해서 전기를 생산하는 방식은 크게 (1)열전대를 이용한 원자력 배터리, (2)가스터빈, (3) 스텔링 엔진 등이 제안되었음. 전기를 이용한 추진방식은 대부분 전기를 이용하여 전기장 및 자기장을 만들고 이것을 이용하여 이온화된 추진제를 추진하는 방법을 사용함(그림 4-3.9). 그동안 다양한 개념들이 제안되었으며 이미 현장에서 사용되고 있는 기술들도 많을 정도로 기술 성숙도가 상당히 높은 편임.
- 이러한 전기추진 방식은 인가하는 전기장이나 자기장의 세기에 따라 화학 로켓 보

다 훨씬 높은 추진재의 속도를 얻을 수 있기 때문에, 효율이 높고 연료의 사용이 적다는 장점이 있으며, 따라서 동일한 연료의 양으로 오랜 기간 사용할 수 있음. 하지만 우주에서는 활용 가능한 전기의 양이 제한적이기 때문에 추진력(Thrust) 자체는 크지 않다는 단점이 있음. 따라서 일반적으로 우주에 진입한 후 중력의 영향에서 벗어난 후에 사용을 하게 됨.

- 원자력 전기추진은 이미 러시아 인공위성 등에서 수십 년간 사용해 오고 있으며 2020년 경에는 전체 인공위성 중 절반 정도가 이 기술을 활용할 것으로 예측하고 있음. 현재는 지구궤도 주위에서 사용되고 있기 때문에 태양광 패널(Solar Pannel)을 통해서 전기를 공급할 수 있지만 향후 원자력을 이용할 경우 지구를 벗어난 경우에도 충분히 활용할 수 있을 것으로 예측하고 있음.

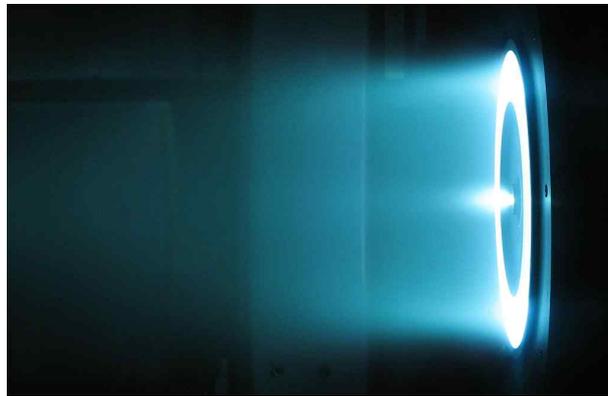


그림 4-3.9 NASA의 6kW Hall Thruster

(1) Ion and Plasma Drives

- 전기를 이용하여 우주선을 추진하는 방식으로 크게 세 가지 방식으로 분류됨: (1) Electrostatic, (2) Electrothermal, (3) Electromagnetic. 아래에는 각각의 방식에 대해서 간단히 설명하고 있음.

(가) Electrostatic

- Electrostatic 방식은 이온화시킨 원자에 전기장을 인가하여 추진하는 방식임. 세부 원리에 따라 Gridded Ion Thruster, Hall Effect Thruster, Colloid Ion Thruster, Field Emission Electric Propulsion, Nano-particle Field Extraction Thruster 등이 있으며, 이러한 방식은 일반적으로 추진력이 매우 낮음.

- Gridded ion thruster는 일반적인 ion thruster의 방법으로 고전압의 전극을 이용하여 전기장을 형성시키고 이를 이용하여 이온을 가속화 하는 방법을 사용함(그림 4-3.10). 이에 반해 Hall effect thruster는 자기장 속에 자기장과 직각 방향으로 전류가 흐르도록 도체를 놓으면 자기장과 전류 모두에 이 방향으로 전기장이 나타나는 것을 이용하여 이온을 가속하는 방법을 사용하고 있음(그림 4-3.11).

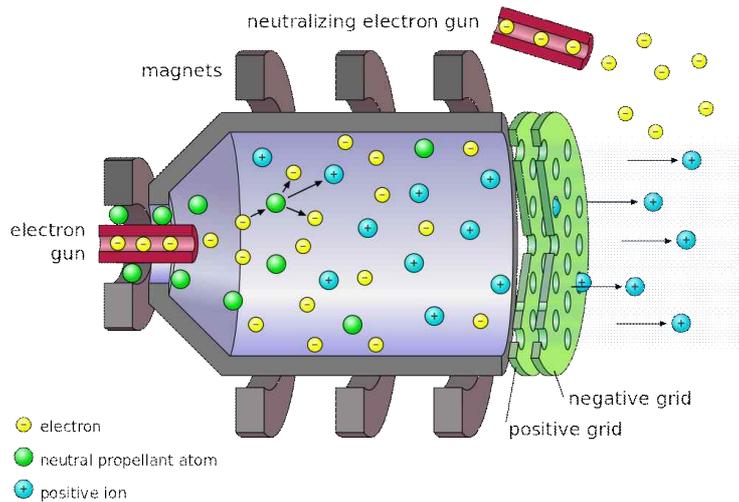


그림 4-3.10 Gridded Ion Thruster 원리

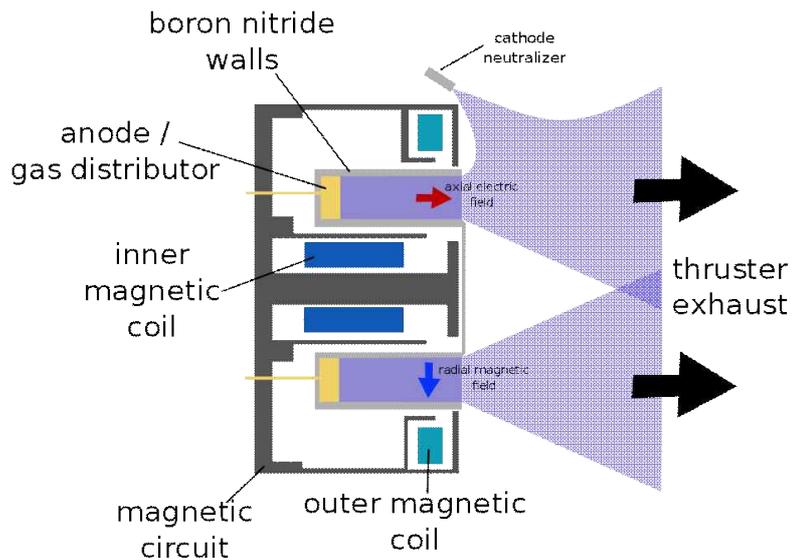


그림 4-3.11 Hall Effect Thruster 원리

(나) Electrothermal

- Electrothermal 방식은 전자기장을 이용하여 추진제의 온도를 높이고 플라즈마를 만들어 추진하는 방식임. 추진제의 열에너지 증가는 이온의 속도를 높이고 이를 노

줄이나 자기장을 이용하여 방출하게 됨. 일반적으로 추진재로 낮은 분자량의 기체가 선호됨. 노즐을 통해서 분사할 경우 원리는 일반적인 로켓과 매우 유사함. 비추력은 Electrostatic 방식에 비해서 높으며 대략 500~1000 sec 정도임.

- 전기추진 방식은 1970년대부터 이미 러시아에서 사용해 오고 있는 기술이며, 미국에서는 이와 비슷한 록히드 마틴에서 개발한 Arcjet 이 있음. 또한 최근 개발 중인 기술로는 NASA에서 처음 제안한 Variable Specific Impulse Magnetoplasma Rocket(VASIMR)가 있음(그림 4-3.12). 이 방식은 핵융합에서 파생된 기술로 Radio Wave로 추진제(argon or Xenon)를 가열하여 이온화시켜 플라즈마를 만들고 이를 자기장을 이용하여 가속하여 추진력을 얻는 기술임. 기존의 화학 로켓(고추진력/저비추력)과 전기추진(저추진력/고비추력) 기술을 약점을 모두 보완하기 위해서 개발한 것으로 개념 실증은 이루어졌으나 아직 성공적으로 고추진력을 달성하지는 못한 상태임.

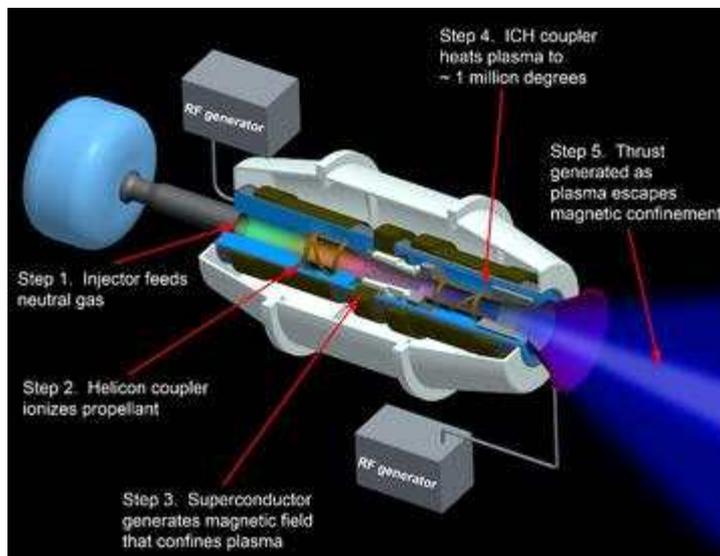


그림 4-3.12 VASIMR 개념도

(다) Electromagnetic

- Electromagnetic 방법은 이온들이 Lorentz force 나 Electromagnetic force에 의해서 가속되고 전기장이 가속 방향과 추진 방향과 동일 선상이 아니라면 이 분류에 포함됨. 종류로는 Electrodeless plasma thruster, Magnetoplasmodynamics thruster, Pulsed inductive thruster, Pulsed plasma thruster, Helicon double layer thruster 등이 있음.

다) 복합 원자력 열추진 (Bimodal Nuclear Thermal Rocket: BNTR)

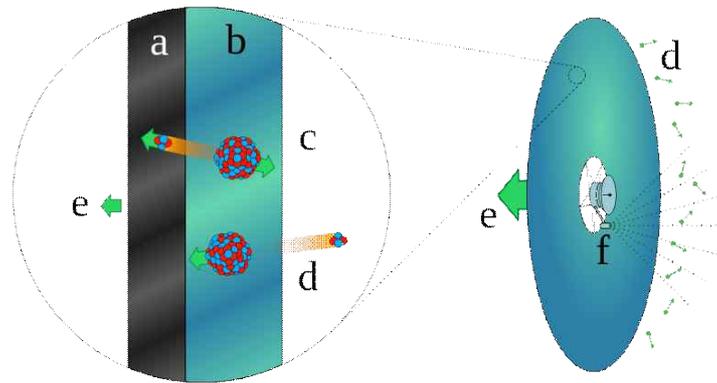


그림 4-3.14. Fission Sail 개념

3) 원자력 추진 기술 개발 역사

가) Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application(NERVA)

- 우주 원자력 추진체와 관련된 대표적인 연구는 미국에서 수행한 Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application(NERVA)가 있음. 이 프로그램은 1950년대 시작되었으며 1970년대 마지막 테스트 이후로 여러 가지 이유로 프로그램 진행과 중단이 반복되었음. 이 기술은 원자력 열추진 기술로 수소 추진체(Propellant)를 사용하고 냉각 채널이 있는 Prismatic Core를 사용함. 핵연료는 Uranium Carbide 혹은 Cermets(Ceramic Metal)를 사용함.
- NERVA 원자로는 화성으로 탐사선을 보낼 목적으로 관심을 받았으며, 연구 개발기간 동안 총 23개의 원자로 실험 수행하였음. 최대 출력은 4500 MW, 최대 추진재 온도는 2750 K 이며, 최대 추진력은 250,000 pounds, 최대 비추력은 850 sec 로 설계되었음. 그림 4-3.15는 NERVA 프로그램에서 개발한 시스템의 구조와 형태를 도시하고 있음.

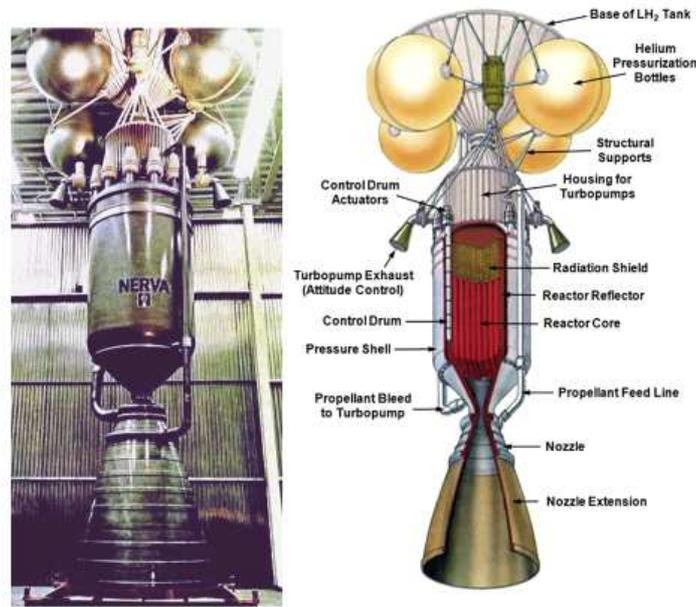


그림 4-3.15. Nuclear Engine for Rocket Vehicle Applications (NERVA)

나) Particle Bed Reactor(PBR)

- Particle Bed Reactor(PBR)은 1980년대 미 공군에서 대륙간 탄도 미사일 개념으로 연구한 개념으로 1990년대 공개 우주 산업 활용으로 고려하기 시작한 Pebble 형태의 노심 채택한 우주 열추진 개념임(그림 4-3.16). 기존의 Prism 형태의 노심에 비해 단위 질량 당 약 20배 정도의 열전달 면적이 증가하였으며 이를 통하여 원자로의 경량화를 달성하고자 하였으며, 짧은 유로를 통하여 낮은 압력강하를 얻을 수 있었음. 이런 특성들로부터 기존의 열추력 개념들에 비해 높은 단위 질량 당 추진력을 얻을 수 있다는 장점이 있음. 하지만 관련 연구는 소련이 붕괴되고 1990년대에 중단되었음. PBR과 관련하여 criticality 실험과 핵연료 실험이 성공적으로 완료되어 개념은 실증되었으며 이를 통하여 최대 출력 밀도는 1.5-2.0 MW/L, 최대 온도는 1900 K 까지 얻을 수 있었음.

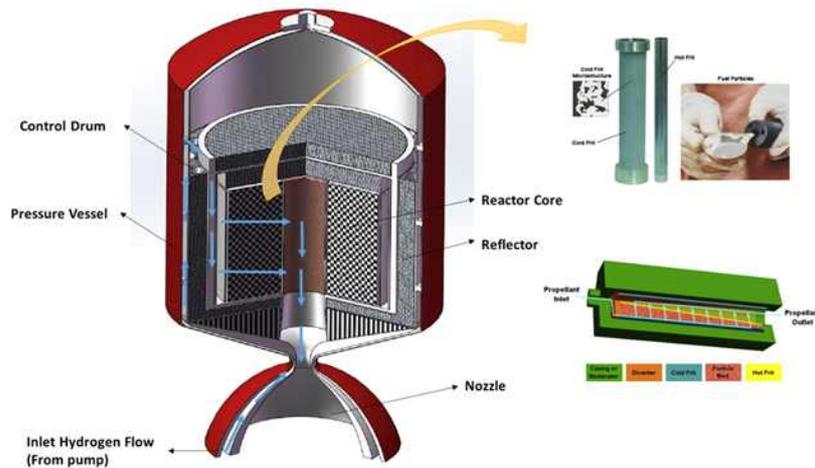


그림 4-3.16 PBR 개념 및 fuel particles

다) 러시아의 원자력 열추진 연구

- 미국에 대항하여 구 소련에서도 원자력 열추진에 대한 연구들이 수행되었음. 1965년부터 1980년대까지 진행되었으며, 초기 고체-노심과 기체-노심 두 가지 설계가 모두 고려되었으나 향후 기술적인 어려움으로 이 중 고체-노심 연구만 지속되었다. 미국의 Graphite 노심과는 달리 고온에서 Graphite와 수소의 반응 문제를 피하고자 Carbide 노심에 대한 연구를 하였음. Twisted ribbon 형태의 핵연료 개발하였으며 이는 RD-410 라는 소형 원자력 추진 로켓에 사용되었음(그림 4-3.17). 연료로는 우라늄/텅스텐/카바이드 혼합물을 사용하였으며, 이를 통하여 미국의 NERVA 보다 고온, 고효율을 달성하였음. 최대 추진력은 약 7700 pounds 까지 달성하였음. 하지만 구소련 붕괴 후 공식적으로 관련 연구들이 중단되었음.

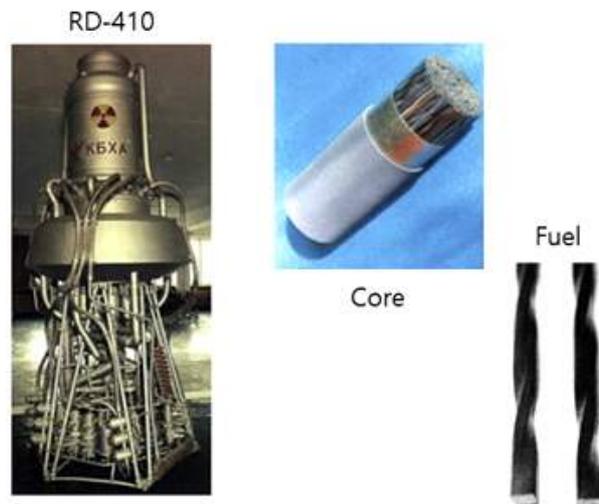


그림 4-3.17 소련 RD-410 및 Twisted Ribbon 형태의 핵연료

4) 원자력 열추진(NTP) 시스템

가) 시스템 구성

- 원자로 열추진 시스템은 여러 가지 Open 열역학 사이클을 통해서 구현됨. 공통적으로 터보펌프를 이용하여 추진제를 압축하여 압력을 높인 후 원자로 노심에서 가열을 하고 노즐을 통해서 방출하는 과정을 거침. 다음은 원자로 열추진에 사용되는 대표적인 열역학 사이클을 정리하고 있음.

(1) Hot Bleed

- Hot Bleed 사이클은 NERVA 프로그램에서 채택하고 실증한 사이클로 그림 4-3.18은 Hot Bleed 사이클을 기본 개념을 도시하고 있음. 사이클의 각 과정은 다음과 같음.
 - 액체 추진제(주로 수소)가 터보펌프를 통해서 가압됨 (1-2)
 - 가압된 수소는 발사체 외벽을 냉각하며 가열되고 기화됨 (2-3)
 - 기화된 수소는 분기되어 대부분은 원자로로 들어가고 가열됨 (3-4)
 - 가열된 수소 중 대부분은 노즐을 통해 분사되어 추진력을 얻는데 사용됨 (4-7)
 - 나머지는 터보펌프로 보내 터빈을 돌리는데 사용됨 (3-5)
 - 터보펌프로 들어간 추진체는 터보펌프의 터빈으로 들어가 압축을 위한 펌프에 일을 제공함 (5-6)
- Hot Bleed 사이클의 구조가 단순하고 높은 효율을 달성할 수 있다는 장점이 있으나 노심에서 가열된 수소의 일부를 분기해서 터보펌프로 보낼 때 기체의 온도가 높아 밸브, 배관 등의 건전성 문제를 야기할 수 있다는 단점이 있음.

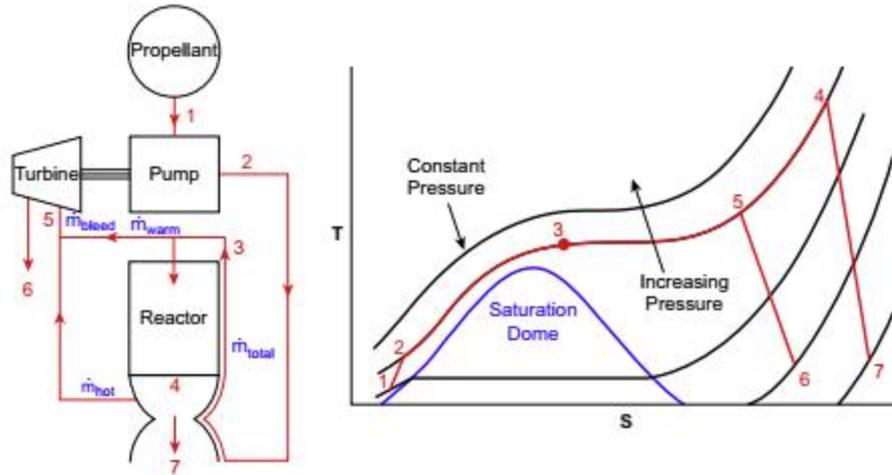


그림 4-3.18. Hot Bleed 사이클

(2) Cold Bleed

○ Cold Bleed 사이클은 개념을 제안되었으나 아직 실제로 사용된 적은 없는 개념으로 그림 4-3.19에 도시하고 있음. 이 사이클의 각 과정은 다음과 같음.

- 액체 추진제가 터보펌프에서 가압됨 (1-2)
- 가압된 추진제는 Rocket의 외벽을 냉각하며 가열됨 (2-3)
- 가열된 추진제는 분기되어 대부분은 원자로로 들어가서 가열된 후(3-4)에 방출되어 추진력을 얻음 (5-6)
- 분기된 추진제의 일부는 터보펌프의 터빈으로 들어가서 펌프를 작동하는데 사용됨 (3-4)

○ Cold Bleed 사이클은 구조가 단순하고 터보펌프 터빈입구의 온도가 낮아 신뢰성이 높다는 장점이 있지만 낮은 터빈 온도로 인해 많은 양의 추진제의 분리가 필요하고 이는 추진제의 낭비와 효율감소로 이어질 수 있다는 단점이 있음.

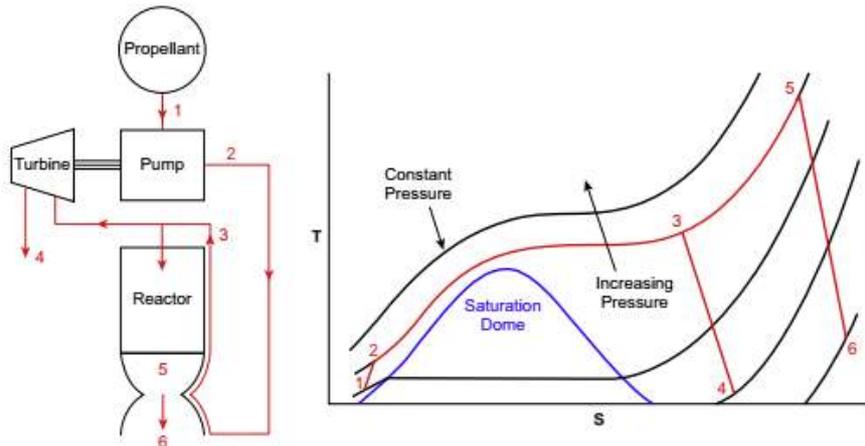


그림 4-3.19. Cold Bleed 사이클

(3) Expander Cycle

○ Expander Cycle은 고효율 Rocket Engine Cycle로 RL-10 화학 로켓에서 채택하고 있는 개념이지만 아직까지 원자력 열추진에 적용된 예는 없음. 그림 4-3.20은 Expander Bleed 사이클을 기본 개념을 도시하고 있으며 각각의 과정을 살펴보면 다음과 같음.

- 추진제가 터보펌프에서 가압됨 (1-2)
- 가압된 추진제는 Rocket 외벽에서 가열됨 (2-3)
- 가열된 추진제는 터보펌프의 터빈으로 들어가 펌프를 작동하는데 사용됨 (3-4)
- 터빈을 나온 추진제는 원자로로 들어가서 가열됨 (4-5)
- 가열된 추진제는 노즐을 통해서 방출되어 추진력을 얻음 (5-6)

○ Expander Cycle의 장점은 낮은 터빈 온도로 인한 높은 터보펌프의 신뢰성과 추진제를 효율적으로 사용할 수 있다는 점에 있지만 실제로 구현할 때 시스템이 복잡해진다는 단점이 있음.

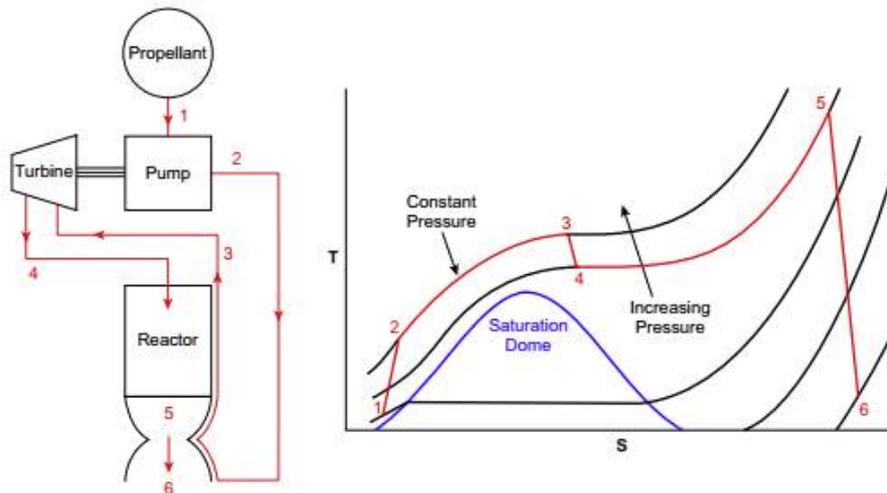


그림 4-3.20. Expander Bleed 사이클

나) 주요 컴포넌트

- 원자력 열추진은 원자로, 터보펌프, 냉각장치, 제어장치, 방사선 차폐체 등으로 구성되며 각각에 대한 역할과 특성은 다음과 같음.

(1) 원자로(Reactor)

- 원자로는 원자력 열추진의 가장 핵심 부분으로 핵분열을 통해서 열을 생산하여 추진재를 팽창시키기 위한 에너지는 공급하는 부분임. 노심의 재료에 따라 고체-노심, 액체-노심, 기체-노심 등으로 구분되며, 현재까지 다양한 개념들이 제안되었음. 하지만 실제로 구현이 된 것은 고체-노심 원자로 밖에 없음.
- 현재까지 가장 연구가 많이 된 원자로는 고체-노심 원자로로 대표적으로 앞에서 설명한 NERVA 와 PBR 이 있음. NERVA 엔진의 노심은 Prismatic 형태의 노심에 원형의 유로가 지나가는 형태를 띄고 있음(그림 4-3.21). 핵연료로는 U-235, U-233이 사용 되었으며 노심의 재료는 Graphite 형태나 Tungsten 과 같은 금속과 혼합된 형태가 고려되었으나 최종적으로는 Graphite 가 선택되었음.
- 원자로를 제어하기 위해서 노심의 주위로 Control Drum이 배치되었음. Control Drum의 한쪽은 중성자 감속이 잘되는 Graphite나 Beryllium 이 코팅되었고 다른 쪽은 중성자를 흡수하는 물질인 Boron이 코팅되었으며, Control Drum을 회전시켜 노심의 출력을 조절할 수 있도록 하였음. 출력을 높이거나 할 때에는 감속재 방향이 노심 쪽을 향하도록 하고, 출력을 낮추고자 할 때에는 흡수재 방향이 노심 쪽을 향하도록 하여 출력조절이 가능함. 하지만 실제로는 Drum의 회전없이 추진재

인 수소 유량의 조절만으로도 매우 안정적으로 노심이 제어됨. 수소 자체가 좋은 감속재이기 때문에 출력을 높이고자 할 때 추진재의 유량을 높이는 것만으로도 가능함. 수소가 많이 주입되면 감속이 더 잘 일어나고 핵반응이 더 왕성하게 일어남. 반대로 수소가 가열되면 팽창하고 감속 능력이 떨어져서 핵반응이 감소하고 출력이 감소하게 됨. 따라서 유량에 따라 자연스럽게 출력이 상승 및 감소하게 됨.

- Solid Core를 사용하는 또 다른 노심 개념으로는 구슬형태의 핵연료를 사용하는 Pebble Bed Reactor(PBR)가 있음(그림 4-3.22). 여기에서는 핵연료로 Zirconium Carbide가 코팅된 (U,Zr)C 핵연료를 사용함. 이 개념에서는 구슬형태의 핵연료가 annular 형태로 충전되며 Beryllium이 감속재로 사용됨.

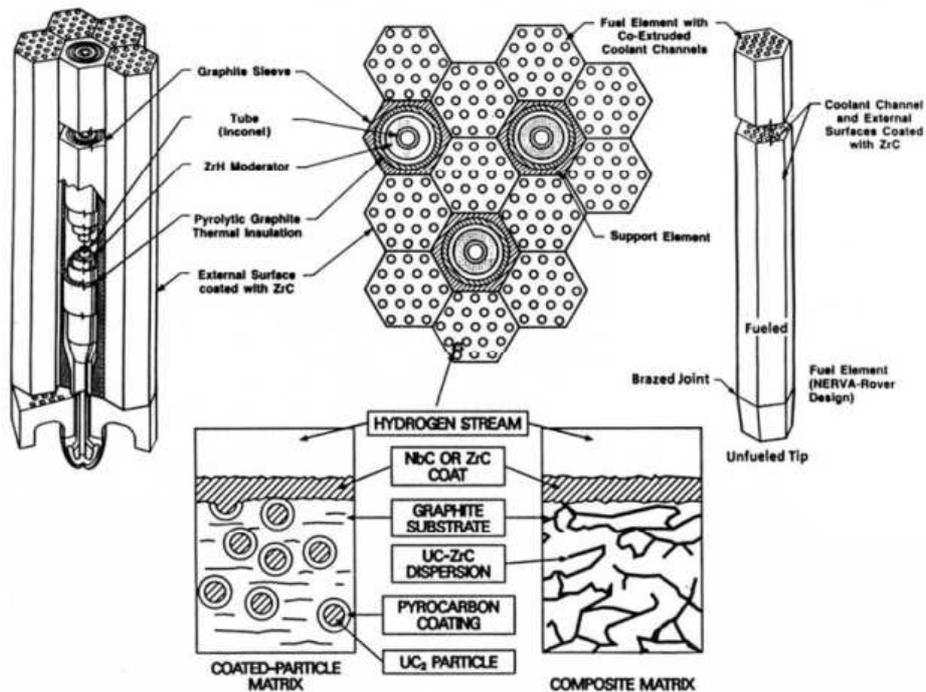


그림 4-3.21 ROVER/NERVA Reactor Core

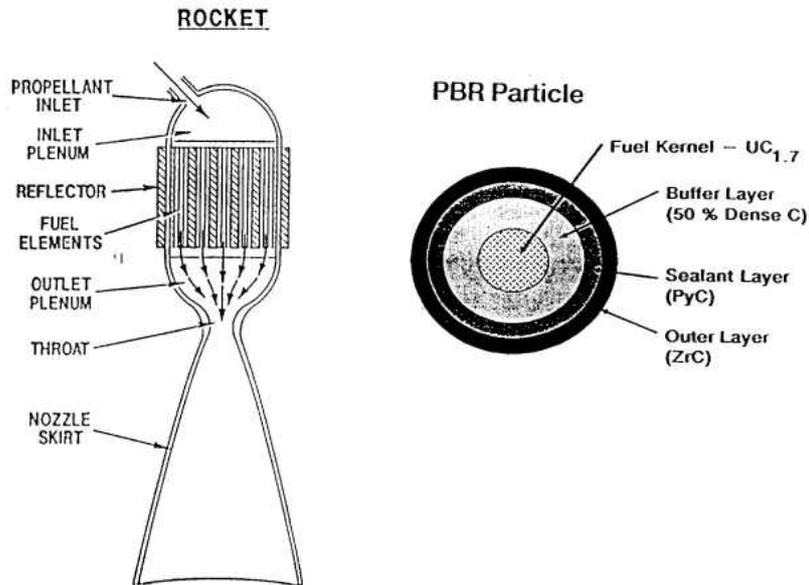
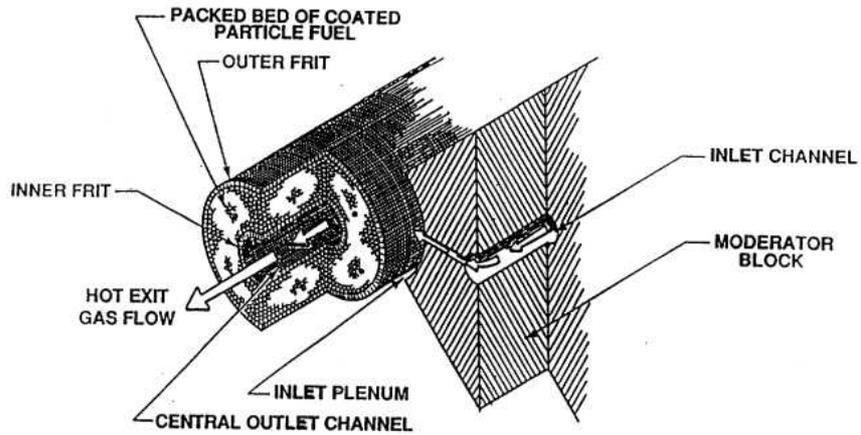


그림 4-3.22 Particle Bed Reactor(PBR) 노심 개념

(2) 터보펌프(Turbo-pump)

- 터보펌프는 로켓의 엔진에 사용되는 연료공급장치로 연료를 엔진으로 보내는 역할을 담당함. 기본적으로 원심펌프 및 가스터빈으로 구성되며, 원자로를 제외하고 원자력 열추진(NTP)에서 가장 중요한 장치라고 할 수 있음(그림 4-3.23). 터보펌프는 추진제를 보관용기에서 원자로로 필요한 유량과 압력으로 공급하는 역할을 수행함. 일반적으로 터보펌프는 ①터빈(turbine)과 ②펌프(pump) 두 개의 파트로 구분되며, 터빈과 펌프는 한축에 연결되어 통합됨.
- 작동은 작동유체(추진제)를 이용하여 터빈을 구동하고 터빈의 회전이 축을 통해서 펌프로 전달되어 펌프를 구동하는 방식임. 터빈으로 작동유체가 들어가기 전에 기

화되고 가열되어야 많은 일을 얻을 수 있으며 주로 가열은 추진체의 폐열로부터 얻게 됨. 우주 열추진에 사용하기 위해서는 신뢰성, 경량화, 경제성 등이 중요한 설계 요건이 됨.

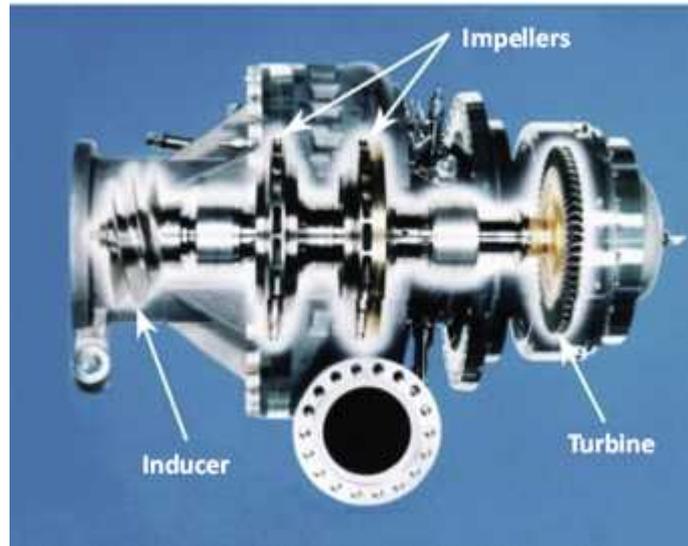


그림 4-3.23 일반적인 터보펌프의 구조

(3) 냉각장치(Heat Transport System)

- 원자로 열추진(NTP)은 사용되는 구조재의 온도 제한치에 매우 가까운 조건에서 운전을 수행함. 특히 NTP의 경우 원자로가 정지한 상태에서도 붕괴열이 지속적으로 나오기 때문에 이를 반드시 제거해 주어야 함. 이를 제거하기 위한 방법은 크게 두 가지가 있음. 하나는 소량의 추진재를 지속적으로 흘려주며 냉각을 수행하는 방식이고, 다른 하나는 별도의 냉각용 Radiator를 이용하여 외부로 열을 제거하는 방식임. 소량의 추진재를 이용하는 방식은 현실적으로 가능하고 쉬운 선택이나 추진재를 지속적으로 소비해야 하는 단점이 있음. 반면에 Radiator를 이용하는 방법은 추진재를 소비하지는 않지만 로켓의 무게를 증가시키게 된다는 약점이 있음. 따라서 목적과 요구조건에 따라서 이것을 적절히 조합하는 것이 중요함.

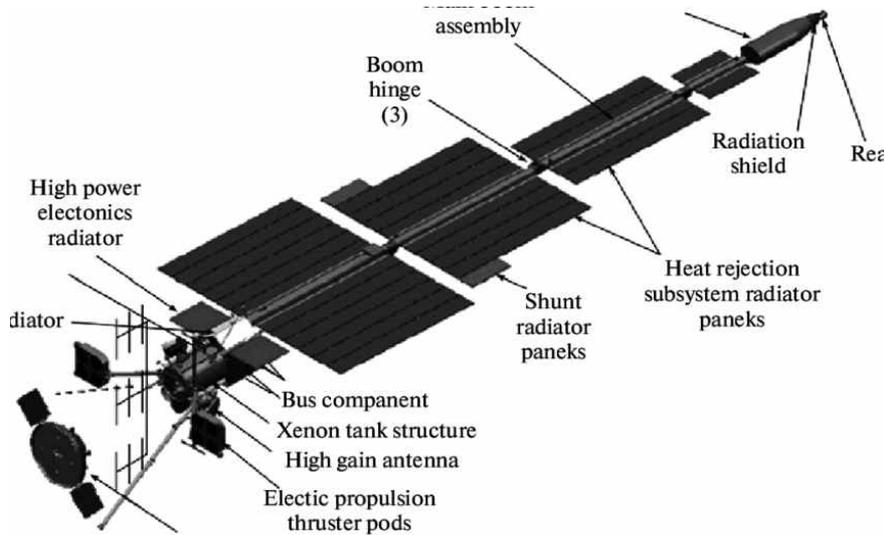


그림 4-3.24 NASA Prometheus 프로젝트의 우주선 구조 및 냉각용 Radiator

(4) 제어장치 (Control System)

- 원자로 열추진(NTP) 시스템을 안전하게 활용하기 위해서는 원자로를 안정적으로 제어하는 것이 매우 중요함. 열추진 시스템에서는 매우 적극적으로 원자로 노심의 핵반응을 제어하기 위한 수단이 필요함. 원자로에서 일반적으로 출력을 제어하는 수단으로는 앞의 NERVA의 사례에서 설명한 바와 같이 Control Drum을 이용하는 것과 수소의 유량을 조절하는 방식이 있음. Control Drum은 중성자 감속재와 흡수재가 절반씩 코팅이 되어 회전을 시킴으로써 원자로 출력을 제어하는 방식임 (그림 4-3.25). Control Drum을 사용하지 않고도 추진제인 수소의 유량을 조절할 경우 수소가 좋은 감속재이기 때문에 출력이 피드백에 따라 자연스럽게 조절됨. 수소의 유량이 증가할 경우 출력이 증가하고 유량이 감소할 경우 출력이 감소하게 됨.

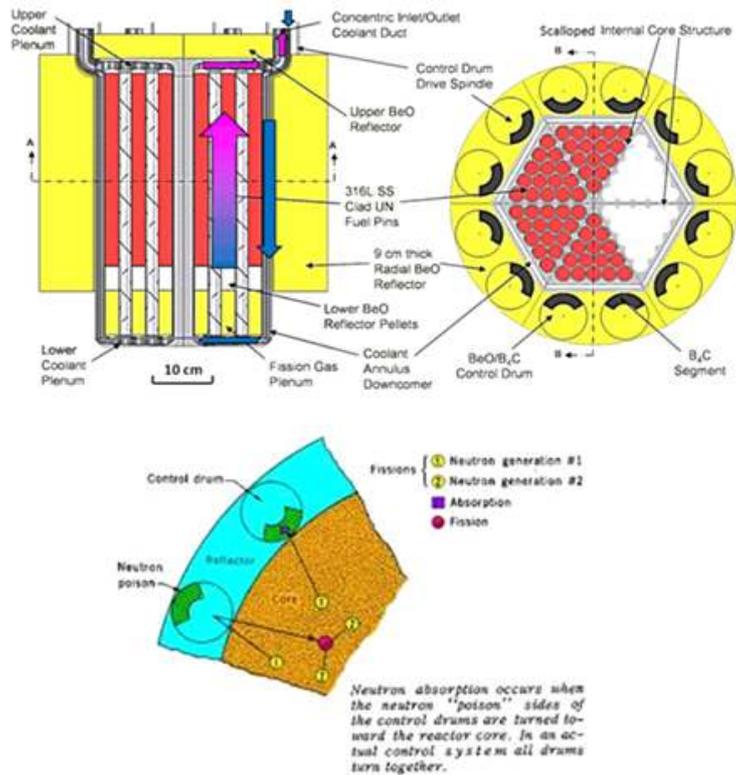


그림 4-3.25 Control Drum의 개념

(5) 방사선 차폐 (Radiation Shield)

- 원자력 열추진은 원자로를 사용하기 때문에 운전 중 많은 양의 방사선이 방출됨. 따라서 차폐가 제대로 이루어지지 않을 경우 탑승자들의 안전에 좋지 않은 영향을 끼치게 됨. 일반적으로 알파(alpha)선이나 베타(beta)선은 쉽게 차폐가 되기 때문에 크게 문제가 되지 않으며, 감마(gamma)선과 중성자(neutron) 위주로 차폐를 하게 됨. 우주선에서 차폐의 무게는 활용 가능하지 않은 추가적인 무게이기 때문에 가능한 한 줄일 수 있도록 해야 함. 우주선에서는 차폐의 무게를 최소화하기 위해서 'shadow shield'라는 방법을 사용함. 이는 탑승객 방향으로 오는 방사선만 차폐하여 무게를 최소화하는 개념임. 이 방법 이외에도 다중 차폐체를 활용하여 최소한의 무게로 최대한 효과적으로 차폐를 하기 위한 방법을 사용하기도 함.

다) 재료

- 원자로 열출력 (NTP) 시스템은 매우 열악한 환경에서 재료들이 운전을 하게 됨. 3000K 이상의 고온의 영역이 존재하며 수소에 의한 부식이 발생할 수 있고, 방사선의 조사를 받고 있음. 따라서 이러한 문제들 때문에 활용할 수 있는 재료들이 매우 제한적임. 아래에 원자로 열출력에서 사용된 여러 재료들에 간단히 정리하였음.

(1) 핵연료(Fuel)

- 핵연료에서 핵분열 물질로는 U-235 가 가장 많이 사용되고 있으며, 일반적으로 매우 93% 이상의 매우 높은 비율로 농축을 해서 사용함(High Enrichment). 상업용 원자로와는 달리 낮은 열전도도와 용융점으로 인해 UO₂는 잘 사용하지 않음.
- 과거 NERVA 원자로에서는 UC₂ 핵연을 이중으로 코팅한 BISO fuel이 사용되었음(그림 4-3.26). 여기에 냉각 유로 면은 핵분열 생성물이 빠져나가지 않도록 ZrC로 코팅하였음. 이와는 별개로 (U, Zr)C를 핵연에 분산시켜 Fuel Matrix를 만드는 개념도 제안되었으며, BISO fuel을 사용하는 것 보다 조금 더 나은 성능을 보여주는 것으로 평가되었음. Particle Bed Reactor(PBR)에서는 삼중으로 코팅한 Triso Fuel을 제안하였음(그림 4-3.27). 이때 그동안 사용했던 카바이드(Carbide) 계열의 재료뿐만 아니라 Cermet이라고 하는 세라믹과 금속의 복합재료(W-UO₂, Mo-UO₂)도 제안되었음(그림 4-3.28).

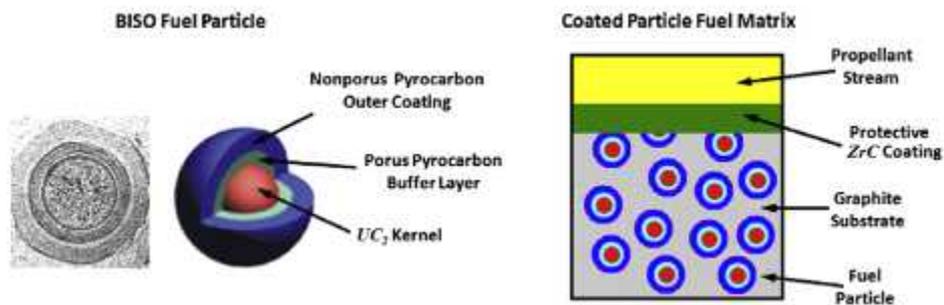


그림 4-3.26 BISO Fuel Particles(NERVA)

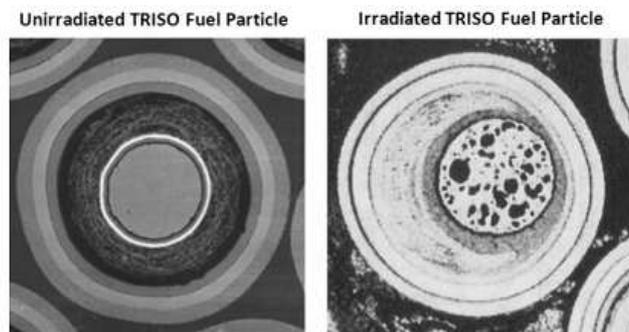


그림 4-3.27 Triso Fuel

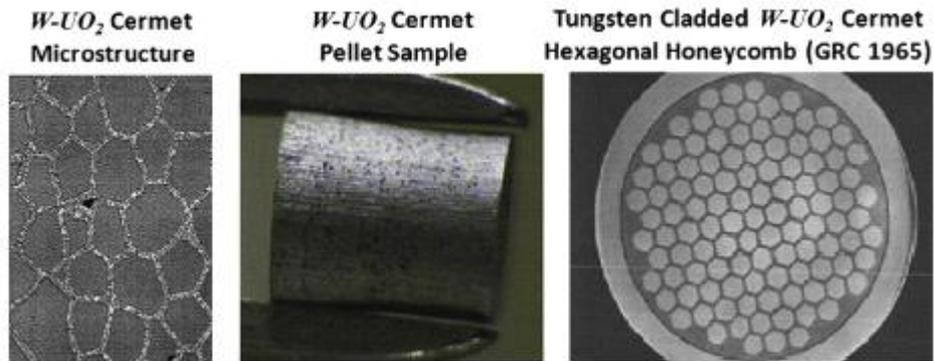


그림 4-3.28 Cermet Fuel Sample

(2) 추진재(Propellant)

- 우주용 원자력 추진체에는 대부분 수소가 추진재로 사용됨. 무게가 가볍고 동일한 온도에서 높은 비추력(Specific Impulse)을 낼 수 있으며 높은 감속 능력으로 노심 핵반응을 제어하기에도 용이함. 수소 이외에도 Xe, Kr, Ar, Li 등도 고려된 바가 있음.

(3) 감속재 및 반사체(Moderator, Reflector)

- 감속재로는 중성자를 잘 흡수하여 감속능력이 좋은 재료를 사용하며 Boron Carbide(B₄C), Hafnium Carbide(HfC), Gadolinium(Gd) 등이 사용됨.

(4) 구조재료

- 구조재가 가져야 하는 특성은 원자력 추진체의 열악한 환경에서 높은 구조적 성질을 유지할 수 있어야 하며 재료의 가공이 용이해야 하며 가벼워야 함. 구조재료로 많이 활용되는 물질은 Stainless Steel, Aluminum, Magnesium, Superalloy, Haynes 230 등이 있음. Stainless Steel이 구조재료 활용될 때에는 Cobalt-60의 함유량이 최소화 되도록 하고 있음.

마) 안전/인허가 이슈

- 원자력 열추진을 포함한 추진체와 관련된 안전/인허가 이슈는 크게 (1) Decay Heat, (2) Launch Failure, (3) Security 문제가 있음. 다른 원자로들과 마찬가지로 열추진 시스템에서도 핵반응이 정지된 상태에서 노심 내에서는 지속적으로 붕괴열(Decay Heat)이 나오기 때문에 이를 적절히 제거하지 못할 경우 시스템의 심

각한 손상과 탐승원의 안전에 문제가 발생할 수 있음. 따라서, 이러한 붕괴열을 어떻게 적절히 제거하느냐가 중요한 기술적인 안전이슈임. 또한 원자력 추진체를 발사할 경우 발사 도중 공중에서 로켓이 폭발하는 일이 발생할 수 있는데 이 때 핵연료를 포함한 방사성 물질이 대기중으로 분산되어 확산될 수 있음. 따라서 이에 대한 영향과 대처방안에 대한 연구들이 지속적으로 이루어지고 있음. 마지막으로 기존의 우주 원자력 추진기술은 효율적인 에너지 활용 및 무게 감소를 위해서 고농축 우라늄(HEU)을 사용하는 설계가 대부분이었음. 하지만 이 경우 사용되는 핵연료가 핵무기로 전용될 수 있는 위험성이 있음. 따라서 저농축 우라늄(LEU)을 사용할 수 있는 원자력 추진기술에 대해서 많은 관심과 연구가 이루어지고 있음.

5) 최근 연구 동향 및 핵심 요소 기술

가) 최근 연구 동향

- 우주 원자력 분야의 최근 연구들은 주로 전열관(Heat Pipe) 기반의 전력생산용 원자로에 집중되어 있으며, 추진에 대한 연구(특히 열추진에 대한 연구)는 상대적으로 외부에 많이 공개되지 않았음. 따라서 각국이 실제로 내부적으로 어떠한 연구들이 진행되고 있는지를 공개된 자료만으로 파악하는 것은 쉽지 않음. 하지만 최근 발표된 내용들을 바탕으로 다음과 같은 몇 가지 큰 주제들에 대해서 파악할 수 있음.
 - 미국의 경우는 주로 LANL을 중심으로 연구들이 이루어지고 있으며 ORNL, INL 과 같은 국립연구소와 몇몇 대학들이 이를 지원하는 것으로 보임.
 - 원자력 추진과 관련하여 미국에서 최근 발표한 연구들을 보면 크게 (1) 새로운 열추진 기술 개발, (2) 핵연료 및 재료 개발, (3) 붕괴열 제거 문제, (4) LEU 핵연료 기반의 우주 원자로, (5) Launch Failure 및 Approval 문제들과 관련된 주제들에 관심을 가지고 연구를 수행하는 것으로 판단됨.
 - 특히 우주 기술이 최근 민간화, 상업화가 되기 시작하면서 효율적인 규제 및 관리 방안에 대한 많은 연구 내용들이 발표되고 있는 것이 인상적임.
 - 유럽에서는 열추진 보다는 전기추진에 더 많은 관심을 가지고 MEGAHIT, MECOSCRITOS, Horizon 2020 과 같은 공동연구 프로젝트를 통해서 원자력 전기추진(NEP)에 대한 연구를 활발히 진행하고 있음. 주제는 Fuel & Core, Thermal Control, Conversion, Propulsion, Power management, Structure, Safety regulations 관련된 모든 분야를 포함하고 있음. 특히 미국 과도 긴밀하게 협력을 하고 있는 것으로 보임.
 - 중국과 러시아는 관련분야의 연구를 수행하고 있는 것으로 보이나 공개적으로 발표된 것은 거의 없음.

나) 핵심 요소 기술

- 원자력 에너지를 추진에 직접 이용하는 원자력 열추진(NTP)에 국한했을 때 다음과 같은 기술들이 열추진 기술의 핵심 요소기술이 될 것으로 판단됨.
 - 원자로 설계, 해석 및 제작기술
 - 핵연료 제작기술
 - 로켓 발사체 설계, 해석 및 제작기술
 - 터보펌프 설계 및 제작기술

- 원자력 에너지로 전기를 생산하여 추진을 하는 원자력 전기추진(NEP)은 전기를 생산하는 원자력 부분만 따로 살펴보았을 때 다음과 같은 기술이 요소기술이 될 것으로 생각됨.
 - 원자로 설계, 해석 및 제작기술
 - 핵연료 제작기술
 - 고온 히트파이프 제작기술
 - 스텔링 엔진 기술 (혹은 기타 전력생산 기술)

[참고 문헌]

- (1) Emirich, W., Principles of Nuclear Rocket Propulsion, Elsevier, ISBN 978-0-12-804474-2, 2016.
- (2) Camp et. al., Recommendations for the nuclear safety and launch approval process for fission reactors, Nuclear Emerging Technologies for Space, 2019.
- (3) Carsic et al, Decay heat studies to reduce active cooling time of a nuclear thermal propulsion system, Nuclear Emerging Technologies for Space, 2019.
- (4) El-Genk, Space nuclear reactor system concepts with static and dynamic energy conversion, Energy Conversion and Management, Vol. 49, 2008.
- (5) Locke, J. and Lal, B., Emergence of a commercial space nuclear enterprise, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (6) Howieson et al., Potential launch approval process for commercial space nuclear systems, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (7) Kowal et al., Nuclera launch approval: options for criteria, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (8) Benensky et al., Recent FY18/FY19 NTP materials development activities at NASA marshal space flight center, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (9) Reynalods et al., NTP lunar design reference missions, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (10) Houts et al., A versatile nuclear thermal propulsion (NTP) system, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (11) Rau, A., and Walter, W., Fission matrix neutronics calculations with temperature feedback in a nuclear thermal propulsion core, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (12) Gonzalez, A. and Culbreth, W., Decay heat capture for additional nuclear thermal rocket thrust, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (13) Rader et al., Nuclear Thermal Propulsion Dynamic Modeling with Modelica, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (14) Eades et al., The PYLON: commercial LEU nuclear fission power for lunar, martian, and deep space applications, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (15) O'brien et al., The SIRIUS-1 Nuclear thermal propulsion transient test

- series in the Idaho National Laboratory TREAT reactor, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
- (16) Hudgson, Nuclear reactor in space, NNL Technical Conference, 2015.
 - (17) Li et al., Development of a system analysis code for nuclear thermal rocket engine, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
 - (18) Ji et al, Parametric study on thermal hydraulics characteristics of a particle bed reactor for nuclear thermal propulsion, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
 - (19) Duffin et al., Hot hydrogen testing and microstructural characterization of molybdenum cermets for nuclear thermal propulsion, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.
 - (20) Winkle et al., Passive and active cooling analysis of decay heat cooling of nuclear thermal propulsion systems, Nuclear and Emerging Technologies for Nuclear, 2019.

4-4 첨단 연구로

가. 연구용원자로

1) 연구용원자로 개념과 범위

가) 연구로 정의 및 종류

- 연구용원자로(연구로)란 핵분열에너지를 이용하여 전기생산을 주목적으로 상용원전과는 달리 연구를 목적으로 중성자를 포함한 다량의 방사선을 생산 및 이용하기 위한 설비
- 연구로의 종류는 매우 다양하기 때문에 분류하는 방법도 여러 가지. 출력 규모 면에서 보면 미임계 또는 임계 시험로, 중소형 연구로, 대형 연구로, High Flux 연구로로 분류할 수 있음.
- 미임계 또는 임계 시험로
 - 개발 대상으로 하는 원자로의 핵특성을 연구할 목적으로 만든 영출력의 실험 장치임.
 - 핵 계산의 신뢰성을 검증하기 위하여 많이 지었으나, 핵 계산이 정확해지고 새로운 원자로의 개발이 부진해짐에 따라 수요가 크게 줄었음.
 - 노심 핵계산 및 차폐검증, 핵연료 및 노심 설계 전산코드의 검증, 핵자료의 신뢰도 향상 및 평가, 노물리 특성 측정 기술 개발 및 개발, 발전로/고출력 연구로 개발을 위한 노심 모의 장치, 사용후 핵연료 저장/재처리 공정 모의 장치에 이용됨.
 - 핵연료 취급 및 노심 재배치가 편리하고, 출력 및 핵분열 생성물량이 낮아 차폐가 불필요하며, 원자로 정지가 용이하여 기동과 정지를 빈번히 할 수 있다는 특징이 있음.
- 중소형 연구로
 - 냉각수의 자연 대류로 노심을 냉각하는 연구로를 중소형 연구로라 할 수 있는데 대략 2 MW 이하의 출력을 내는 원자로가 여기에 해당됨.
 - 중소형 연구로는 일반적으로 훈련, 연구, 동위원소 생산, 방사화 분석 등 다목적 용도로 사용됨.

- 전세계적으로 있는 TRIGA(Training, Research and Isotope production, GA)가 대표적인 중소형 연구로임. 중국 MNSR, 미국 AGN, 캐나다 SLOWPOKE 도 이에 해당됨.
- 출력밀도가 낮고, 고유 안전성이 높으며, 필요에 따라 핵연료 장전 또는 인출 및 노심 배열의 변경이 가능하고, 건설비용이 낮다는 특징이 있음.

○ 대형 연구로

- 강제 대류로 냉각해야 하는 연구로를 대형 연구로라 할 수 있으며 출력은 대부분 3 MW 이상임.
- 출력에 비하여 노심 부피가 작아 출력밀도가 높음. 따라서 핵연료는 열전도도가 높은 재료를 사용함. 또한 핵연료 냉각성능을 높이기 위해 부피대비 표면적을 크게 하거나 냉각재의 유속을 빠르게 함.
- 중성자속이 발전로와 버금가거나 그 이상인 경우가 많음. 과거에는 특수 목적의 전문 연구로를 많이 건설하였으나, 근래에는 다목적에 지향하는 추세가 강함.
- 재료 시험로로 MTR, ETR, ATR, JMTR, HFETR, OSIRIS 등이 있으며 대부분 출력이 50 MW 이상임. 중성자 빔 이용을 주목적으로 하는 원자로에는 ORPHEE, FRM-II, CARR, OPAL 등이 있음. 동위원소 생산 전용로로는 NRX, NRU, MAPLE 등이 있음.

○ High Flux 연구로

- 대형 연구로 가운데 중성자속이 10^{15} n/cm²-s 이상인 것을 특별히 High flux 원자로라 할 수 있는데 초우라늄 동위원소 생산을 주 용도로 하는 미국의 HFIR(85 MW)과 중성자 빔 이용을 주목적으로 하는 프랑스의 ILL(58 MW) 이에 해당함. 미국의 ATR, 러시아의 SM, PIK, 네덜란드의 HFR, 프랑스의 JHR 도 이에 해당함.

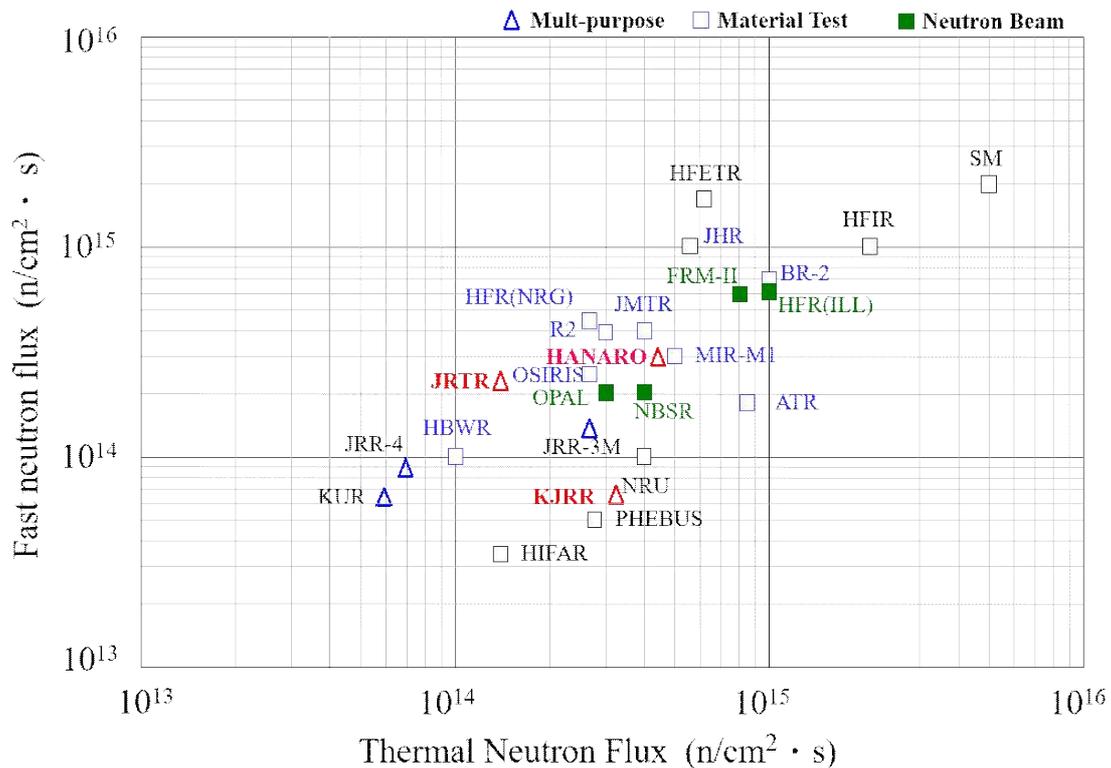


그림 4-4.1 세계 연구로 성능 비교

나) 연구로 설계 기술 분류

○ 핵분열반응으로부터 다량의 중성자를 발생시킨 후 연구와 활용에 적합한 빔을 인출하는데 까지 필요한 원천기술(실험물, 실험장치, 실험결과 등은 포함하지 않음)들로 제한하며 여기에 포함되는 핵심기술은 다음과 같음.

- 1) 연구로 노심설계 기술
- 2) 연구로 기계 및 계통설계 기술
- 3) 연구로 핵연료설계 및 제작 기술
- 4) 연구로 이용설비의 핵적설계 및 해석 기술
- 5) 연구로 운영 기술

○ 위에 언급된 기술들은, 다양한 세부기술들을 포함하는 중분류 수준의 구분이며 여기에는 기 확보된 기술들을 바탕으로 안전성, 경제성, 효율성, 성능 등의 개선/개량 기술뿐만 아니라 이와 관련된 모든 신기술들을 포함하고 있음.

○ 연구용 원자로 기술개념의 핵심은 높은 수준의 안전성을 기반으로 오랜 시간 동안 고수율의 중성자속을 생성 및 활용할 수 있도록 하는 것이며 타 분야기술과의 융

합성이 높아 과학기술 전반의 경쟁력 확보에 상당한 기여를 할 수 있는 특성을 지님. 특히, 연구용 원자로 핵심기술들의 개념 및 세부내용은 다음과 같음.

- 연구로 노심설계 기술은, 원자로 노심에서 중성자를 생성하여 연구와 활용에 최적화된 상태의 노심배치를 설계하는 기술로서 이는 핵연료 농축도와 가연성 독물질 배열을 결정하는 단계, 노심내 출력분포가 평탄하도록 핵연료집합체와 반사체 등의 장전위치를 정하는 단계, 구성된 노심의 동특성 인자 및 안전성 평가인자 등을 점검하는 단계들로 구성됨.
- 연구로 기계 및 계통설계 기술은, 최적상태의 원자로 운전조건을 지속적으로 유지할 수 있도록 반응도 제어장치를 포함한 원자로 구조물 전체를 설계/제작하는 기술로서 실제크기의 목업을 제작하여 기계적 문제점 등을 분석하고 다양한 열수력 시험들을 통해 설계내용을 검증함.
- 연구로 핵연료설계 및 제작 기술은, 핵연료가 노심에 장전되어 있는 기간 동안 원자로가 어떤 상태로 운전되더라도 핵분열생성물들이 수조수로 누출되지 않고 필요한 수준의 중성자를 생산할 수 있도록 설계하는 기술로서 이를 입증하기 위하여 다양한 노외시험과 노내 조사시험들을 수행함 .
- 연구로 이용설비의 핵적설계 및 해석기술은, 노심 내·외부에 위치하는 수직 및 수평 실험공에 높은 수율의 중성자속이 형성되어 연구 및 활용에 적합하도록 이용설비를 설계/배열하는 기술로서 해당기술을 축적하기 위해서는 오랜 기간 동안의 설계 및 실험경험과 여러 분야와의 융합연구가 필요함.
- 연구로 운영 기술은, 원자로 운영 중에 여러 운전변수들을 관찰하여 원자로가 정상 운전영역 내에서 작동하고 있는지를 감시, 운전인력들의 교육 및 능력개발, 방호-비상체계 등을 구축하는 광범위한 기술로서 높은 수준의 실무경험이 필요하기 때문에 단기간에 구축하기 어려운 특성을 지님.

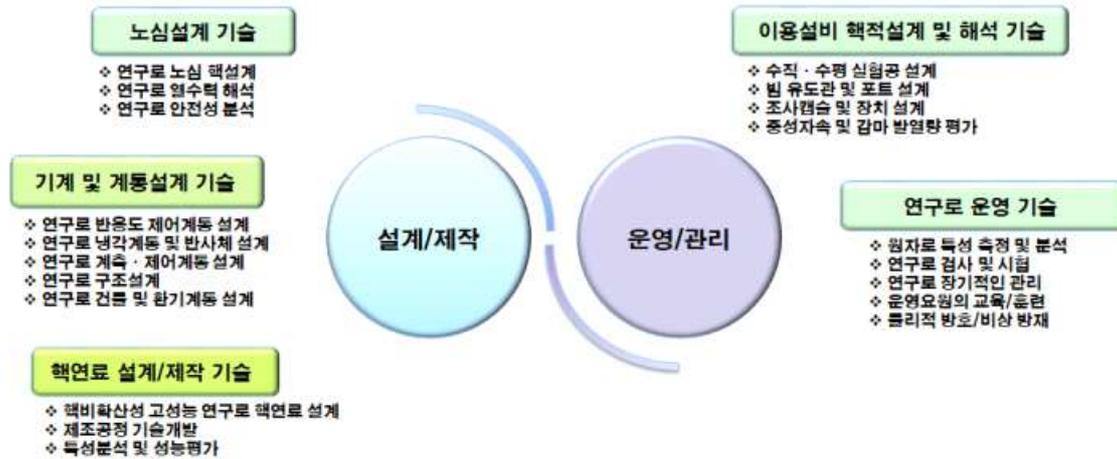


그림 4-4.2 연구로 핵심기술 및 내용

다) 연구로 활용 기술 분류

- 연구로에서 생산되는 중성자(및 다량의 방사선)는 물질의 성질을 측정하거나 새로운 물질을 만드는데 이용 될 수 있음. IAEA 에서는 연구로 활용분야를 11개로 분류함.



그림 4-4.3 연구로 이용분야

- 연구용원자로는 대략적으로 다음과 같이 출력준위에 따라 그 활용분야가 결정될 수 있음.

Power Level	Education & Training	NAA	Isotope Production	Geochronology		Transmutation Effects		
				Ar/Ar	Fission Track ⁽¹⁾	Silicon Doping	Materials Irradiation	Gemstone Colouring
30 kW	○	△	△	-	-	-	-	-
250 kW	○	△	△	-	-	-	-	-
1 MW	○	○	△	△	△	△	△	△
2 MW	○	○	○	△	○	△	○	○
≥10 MW	○	○	○	○	○	○	○	○
Power Level	Neutron Radiography ⁽²⁾	Material Structure Studies ⁽²⁾	PGNAA ⁽²⁾	Positron Source ⁽²⁾	NCT ^(1or2)	Testing		
						Instr. & Calib.	Nuclear Fuels ⁽³⁾	
30 kW	-	-	-	-	-	△	-	
250 kW	○	-	-	-	△	○	-	
1 MW	○	△	△	△	○	○	-	
2 MW	○	○	○	○	○	○	-	
≥10 MW	○	○	○	○	○	○	○	

△: 일부가능

○: 가능

(1): thermal column 필요

(2): beam tube 필요

(3): loop 또는 특수 조사설비 필요

- 교육 및 훈련: 물리 및 생물학 전공, 방사선 방호 및 방사선 공학 전공, 원자로 공학 전공 학생을 위한 실험 제공. Trace Element 해석, 방사화학, 방사선생물학 실험, 방사선 계수율 측정, 계측기 특성 및 민감도 분석을 위한 감마 및 중성자 측정 실험, 계측기 교정 실험, 원자로의 정적 및 동적 매개변수 측정, 중성자 방사화 분석, 원자로 가동 실험 제공 가능. 간단한 방사화학 실험 수행을 위한 Rabbit System 과 같은 방사선 조사 시스템 필요.
- 중성자방사화 분석(NAA): 최소 1×10^{10} n/cm²·sec 의 중성자속이 요구되나, 5×10^{11} n/cm²·sec 이상이 바람직. Rabbit System 과 같은 샘플이동 장치 필요.
- 방사성동위원소 생산: 시장성 높은 핵종의 생산을 위해서는 1×10^{13} ~ 1×10^{14} n/cm²·sec 수준의 중/고준위 중성자속 필요. 상업용 생산을 위한 QA(Quality Assurance) 프로그램 필요.
- 지질연대학: Argon 및 Fission track 지질 연대학에 이용. Argon 지질 연대학은 소량의 광물질 속 천연 K 의 반감기를 이용한 연대측정법으로서 ³⁹K(n,p)³⁹Ar 반응으로 평가함. Fission track 지질연대학은 U를 포함하는 무기물의 연대측정법으

로서 물질 내 U-238의 자발 핵분열로 인한 fission track을 계수하여 평가함. 원자로는 방사선 조사 작업만 수행하며 분석 작업은 별도의 장소에서 수행.

- 핵종변환: 중성자 또는 감마선으로 물질의 성질을 변형시키는 기술. 일반적으로 상당한 방사선속이 필요하기 때문에 고출력원자로가 요구됨. 활용분야는 매우 다양하며, Silicon transmutation doping, 물질조사, 무기류 경도 시험, 보석용 원석 착색, Actinide transmutation 이 이에 해당됨. 이 중 Si 의 NTD(neutron transmutation doping)는 열중성자를 이용하여 고순도의 Si-ingot을 방사선조사시키는 기술로서 연구로의 잠재적 수익원으로서 매력적임. 조사되는 중성자속 균질성을 위해 ingot 회전, shaped shielding, 축방향 이동 장치가 필요함.
- 중성자촬영(Neutron Radiography): 중성자가 시료를 관통하여 이미지를 생성하는 촬영기법으로서 정적 촬영법과 동적 촬영법이 있음. 이 중 동적 촬영법은 실시간 고해상도 이미지 생산이 가능한 기술로서 기하학 콜리메이터, 중성자 에너지 필터, shutter, television 시스템이 사용되며, 정적 촬영법보다 더 큰 선속이 필요함.
- 물질구조연구: 기초 과학부터 생명 과학에 이르는 넓은 범위의 실험이 가능하며 중성자 분광계(spectrometer)를 이용하여 수행. 모든 출력범위의 연구로에서 가능하나 중/고 출력 연구로가 더 효과적임. 빔 포트 필요.
- 즉발 감마 중성자 방사화 분석(PGNAA): 중성자 포획 반응에서 방출되는 즉발 감마선을 이용하는 기술로서 주로 지질학 또는 대기학에서 시료 분석을 위해 사용. H, B, C, N, P, S, Cd, Pb, Sm, Gd 원소의 분석에 용이. 빔 튜브 필요.
- 양전자 선원: 양전자는 물질내 저밀도 결함을 탐지하기에 적합한 탐침용으로 사용 가능함. 또한, 양전자 물리학에서는 양전자 붕괴기법을 이용하기 위해 강한 양전자 빔 필요함. 연구로에서는 $1 \times 10^8 \text{ e}^+ \text{ s}^{-1}$ 이상의 강한 양전자 빔 발생 가능. 연구로에서는 Activation, Capture gamma rays converter, Hard gamma ray direct converter 방법을 이용하여 양전자 선원 발생.
- 중성자포획치료(BNCT, Boron Neutron Capture Therapy): Boron 이 중성자를 흡수할 때 발생하는 알파선을 이용하여 종양을 치료하는 기술. 0.5 eV ~ 10 keV 의 열외중성자를 이용한 방법이 주를 이룸. 요구되는 열외중성자 최소 선속은 $1 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$. 빔 튜브, shutter 및 치료를 위한 의료장비 시설 구축 필요.
- 시험(Testing): 기기 테스트 및 교정은 대부분의 연구로에서 가능하며 대부분이 방사선 보호 기기와 관련된 것이므로, 실제 요구되는 중성자 및 감마선 준위는 매우

낮음. 핵연료 시험은 중/고출력 연구로에서 수행되며 별도의 closed loop 가 필요.

라) 기술 현황

(1) 국내 연구로 개발 현황

- TRIGA MARK-II: 1958년 2월 제정된 원자력법에 기초. 연구로 1호기로서 출력은 100 kW 이며, 1959년 7월 건설공사를 시작하여 1962년 3월 19일 초임계에 도달. 원자력의 평화적 이용에 대한 국내 연구 활동 시작의 계기가 됨. 주요 활용분야는 노물리 기초 연구, 단반감기 방사성 동위원소 생산, 원자로 이용 교육훈련 등 초보적 수준. 핵연료는 농축우라늄-수소화지르코늄 합금을 사용하며, 핵연료에 분산된 수소가 가속재 역할을 하고 있는 고체 균질로임. 노심은 수조 바닥에 있으며, 원자로 본체의 주재료는 알루미늄. 1969년 TRIGA MARK-III 건설 사업을 추진하면서 출력을 250 kW 로 증강함. 1995년 운전 영구 정지. 2000년 ~ 2008년 사이 부속 시설 해체 및 건물제염 완료. 원자로 보존 결정.
- TRIGA MARK-III: 연구로 2호기로서 1969년 4월 12일 건설공사를 시작하여 1972년 5월 12일 초임계에 도달. 1972년 5월 26일 정격 출력 2 MW 로 운전 시작. 의료, 산업, 동위원소 생산, 방사화 분석 등에 사용. 핵연료는 농축우라늄-수소화지르코늄 합금이며, 냉각재는 경수, 냉각방식은 자연순환방식의 개방수조형임. 1995년 운전 영구정지. 2000년 ~ 2008년 사이 원자로 및 부속시설 해체, 건물제염 완료.



그림 4-4.4 연구로 1호기 기공식



연구로 2호기 기공식

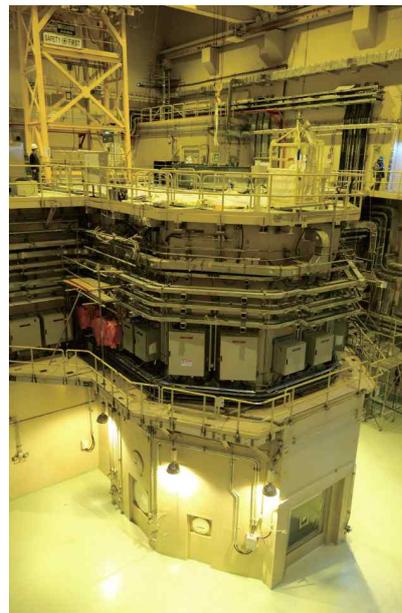
- AGN-201: 1982년 DOE로부터 기증받아 경희대에서 운영. 학생들의 원자로 관련 실습용으로 이용. 20 wt.% 농축 이산화우라늄을 사용하는 탱크형.
- HANARO: 1987년 12월 건설/운영 허가, 1989년 3월 건설공사 시작하여 1995년

2월 8일 첫 임계 도달. 이전 명칭이던 KMRR 은 1995년 3월 HANARO(High-flux Advanced Neutron Application ReactOr)로 바뀌 명명. 운전 출력은 점진적으로 증대돼 운전 출력 제한에 대한 인허가 조건 사항이 해결되고 30 MW 출력 운전 시험이 종료된 2004년 12월부터 30 MW 로 운전. 다목적연구로로서 중성자 물리실험, 핵연료 및 노재로 시험, 산업 및 의료용 방사성동위원소 생산, 방사화 분석 및 기초연구, 중성자핵변환도핑, 중성자 라디오그래피 기술 등 활용 분야가 광범위함. 우라늄 실리사이드-알루미늄 합금 핵연료 및 중수 반사체를 사용하며, 자연순환 잔열 제거 방식의 개방 수조형임.

- JRTR: 요르단원자력위원회가 발주한 요르단 연구 및 교육용 원자로 건설사업으로 요르단 중성자 과학기술 핵심시설 구축, 동위원소 생산 및 중성자 조사서비스 제공 및 요르단 원자력 전문이력 양성이 목적. 2009년 한국원자력연구원-대우 컨소시엄 건설사업 수주. 2010년 8월 공식 착수, 2016년 4월 25일 최초 임계 도달, 2016년 12월 7일 준공, 2017년 6월 15일 시설 인계.
- KJRR: 한국원자력연구원에서 ‘수출용 신형연구로(기장연구로, KJRR) 개발 및 실증’ 사업으로 2012년 4월 착수. U-Mo 판형핵연료 노심의 세계최초 구현, 국내 미확보 연구로 핵심기술에 대한 실증을 통한 연구로 수출 토대 마련, 동위원소 공급부족 문제 해결, 중성자 핵변환 도핑 서비스를 통해 전력반도체산업의 성장 유도, 의료 및 신소재산업과의 융합을 통한 고부가가치 신산업 창출을 목표로 함. 2014년 11월 건설허가 신청, 2016년 9월 경주지진 및 2017년 11월 포항지진으로 건설허가 지연, 2019년 5월 건설허가.



그림 4-4.5 하나로 핵연료 최초 장전



JRTR 원자로실

(2) 해외 연구로 현황 및 전망

- 세계 최초의 원자로는 엔리코 페르미에 의해서 1942년에 임계를 달성한 CP-1 (Chicago Pile -1) 임.
- 세계 최초의 연구용 원자로인 미국의 BGRR(Brookhaven Graphite Research Reactor)은 1950년에 운전을 시작함.
- 연구용 원자로는 중성자 빔을 이용한 실험, 재료 및 핵연료 개발, 동위원소 생산, 방사화 분석, 중성자 도핑, 핵계산 검증 자료 생산, 교육 및 훈련 등에 활용되고 있음.
- 열을 이용하는 경우는 사실상 없으며, 가능한 한 낮은 열출력에서 높은 중성자속을 얻기 위하여 노심 부피를 작게 유지하고자 함.
- 연구로의 평균 수명은 40년 정도이고 2005년 현재 세계적으로 운전 중인 약 280기의 연구로 중 연령이 10년 미만인 대형 연구로는 5-6기 정도임. 현재 건설중이거나 건설 계획인 대형 연구로를 고려하더라도 연구로의 수는 급격히 감소하여 2030년경에는 10 개 미만의 대형 연구로가 세계 여러 권역에 나뉘어 존재할 것으로 예상됨.
- 현재 가장 많은 연구로를 보유하고 있고, 기술적인 우위를 점하고 있는 북미, 유럽, 일본의 연구로는 더욱 오래되었기 때문에 더욱 급격히 수가 줄 것이며, 2030년경에는 10개 이하만 남을 것이고 연구로를 설계/건설/운영할 수 있는 인력과 기술도 거의 고갈되어 있을 것임. 그 대신 대형 양성자 가속기를 이용하는 중성자원의 활용이 예상되거나 효율성에 대해서는 검증이 필요함.
- 러시아, 중국, 인도를 포함한 개발도상국에서도 전체 연구로의 수는 점차 줄지만 상대적으로 많은 새 연구로를 보유하여 2030년경에는 이들 연구로가 세계적으로 주요한 연구로 자원이 될 것임. 또한 연구로의 설계/건설/운영 기술도 이러한 나라가 주로 보유할 것임.
- 연구로의 핵연료는 핵비확산성/재처리 가능한 연료만 사용될 것임.
- 연구로에서는 불가능한 실험 요구는 대형 양성자 가속기를 이용하는 중성자원에서 달성할 것임. 이는 미국, 일본, 유럽이 주도할 것이며, 중국, 러시아, 인도, 한국 등

이 후발 주자로서 경쟁할 것으로 예상됨.

- 연구로가 보유하고 있는 기능을 대형 양성자 가속기로 대체하는 것은 경쟁력이 없으므로 연구로의 역할은 계속 필요할 것이며, 이는 현재의 개발도상국이 주도할 것으로 예상됨.

(3) 연구로 설계 기술 현황

○ 연구로 노심설계 기술

- 국내에서는 판형핵연료를 사용하는 5MW 및 15 MW 연구로 설계를 수행중임. 15 MW 연구로에서는 세계최초로 차세대 연구로핵연료인 UM_o 핵연료를 채택하여 설계중임. 봉형핵연료 사용 연구로에 대해서는 선진국과 동등한 기술 수준까지 도달해 있음. 하나로 설계/건설/운영을 통해 고도의 기술 축적과 우수 인력 보유.
- 프랑스는 기존 연구로 노후화에 따른 대체연구로 건설에 착수(100MW급 JHR)함. JHR은 tubular 형의 핵연료를 사용하며, 고속/열중성자속이 5×10^{14} n/cm²·sec 에 이르는 고성능원자로임. 아르헨티나 INVAP은 호주에 20 MW급 연구로 OPAL을 공급하여 2006년부터 가동 중임. 30 MW급 RA-10 연구로 설계에 2011년부터 착수함. 중국은 판형핵연료를 사용하는 60 MW급 다목적연구로를 건설하여 가동 중임.
- 1990년대부터 아르헨티나의 INVAP 이 이집트의 ETRR, 호주의 OPAL을 공급하여 세계시장을 선점함. 프랑스의 JHR 및 독일의 FRM-II는 자체 기술력을 활용함.

○ 연구로 안전해석 기술

- 국내에서는 요르단연구로, 기장연구로 인허가 경험과 PALLAS 입찰을 통한 유럽기준의 경험으로부터 안전해석 방법론에 대한 노하우를 확보하고 있으며, 자체적으로 SPACE 기반 연구로 안전해석 코드 개발을 진행 중임. 요르단연구로 및 기장연구로 사업을 통하여 내부 사건에 대한 PSA 수행 경험을 확보한 상태임.
- 국가 별 규제 요건 및 연구로 특성에 따라 안전해석 방법론이 다양함. IAEA 안전요건 적용이 확대되고 있으나, 구체적인 기준이 부족함. 안전해석 전산코드로 RELAP5, PARET, RETRAN, CATHARE, CATHENA 등이 사용되고 있음. 최근 연구로 설계에 PSA를 적용하고 있는 추세임.

○ 연구로 기계 및 계통설계 기술

- 국내에서는 유체계통 설계와 관련하여 안전등급 계통 및 기기에 대한 CFD 해석을 독자적으로 수행하는 능력을 구축 중이며, 노형에 따른 다양한 계통 구성을 구상하여 기술을 축적 중임. 오랜 기간 동안 하나로원자로 계통에 대한 운영 경험과 인력을 보유하고 있음. 기계설계와 관련하여 산/연이 협력하여 계통설계, 상세설계, 기기공급 지원 기술 생태계를 구축함. 이와 같은 기술 협력관계는 하부설치 제어봉 구동장치 개발과정에서 원활히 작동하여 성능검증을 완수함.
- 미국, 프랑스, 캐나다, 일본, 독일, 아르헨티나, 러시아 등은 이미 연구로를 독자설계를 통하여 건설 및 운영 중이며 유체계통 설계 또한 독자적인 설계를 구축하고 있음. 하부설치 제어봉 구동장치는 프랑스 CEA, 아르헨티나 INVAP, 중국 CIAE, 일본 등에서 설계 및 운영경험이 있음.
- 최근 네덜란드 PALLAS, 요르단 JRTR 등의 국제입찰과정에서 국내 연구로 종합설계기술의 우수함을 입증하였으며, 요르단 연구로의 원자로 패키지에 대한 기기공급 역무를 완수하였음. 하부설치 제어봉구동장치의 기본 설계와 핵심부품 개발을 완료 하였으며, 기장연구로 적용을 목적으로 기기의 성능시험, 내구성시험 및 내진 시험을 수행하여 기기의 성능검증이 완료됨.

○ 연구로 핵연료설계 및 제작 기술

- 미국은 핵 비확산 정책의 일환으로 연구로의 고농축 우라늄 핵연료를 저농축 핵연료로 전환시키는 RERTR(저농축 연구시험로) program을 수립하여 우라늄 밀도를 증가시키는 연구를 추진해옴. 이를 통해 U-Si 계 핵연료를 개발하였으며 현재 대부분의 고성능 연구로는 U-Si 를 핵연료로 하는 판형 핵연료를 사용하고 있는 실정임. 미국 ANL에서는 고성능 연구로용 고밀도 핵연료를 개발하기 위해, U-Mo 핵연료분말을 사용하여 연소시험을 수행하였으며, U-Mo계 준안정 감마상 합금을 고성능 연구용 원자로의 핵확산 저항성의 유력한 후보 핵연료 재료로 선정하였음.
- 프랑스 CERCA에서는 1997년에 U-Mo 분말을 파쇄방법으로 제조하고, 이를 이용한 판형핵연료를 제조하여 OSIRIS에서 노내 조사 시험을 수행하였으나 손상이 발생함. 이에 KAERI 에서 원심분무 U-Mo 분말을 공급받아 실용화용 핵연료를 제조하여 노내 조사 시험을 수행함.
- 미국은 RERTR program 을 통하여 U-Mo 합금을 기반으로 저농축 핵연료 전환사업을 완수할 목표로 당초 2016년 까지 검증시험을 완료할 계획임, 그러나 U-Mo monolithic 의 경우 검증시험 완료를 2025 년으로 조정함.
- 한편, 한국과 미국은 기장연구로용 U-Mo 분산핵연료 조사시험에 대한 공동연

구가 진행 중임. 유럽과 미국은 HERACLES 조사시험과 EMPIRE 조사시험 등의 U-Mo 분산핵연료 공동연구를 통하여 검증시험을 2020년 이내에 완료할 계획임.

- 이에 따라 적어도 6개의 연구로(BR-2, JHR, ILL, PALLAS, OPAL, FRM- II)는 U-Mo 핵연료의 상용화 예상 시점인 2020년 이후에 우라늄 고밀도(8 g-U/cc)의 U-Mo 판형핵연료로 노심전환이 예상된다.
- 이러한 시점에서 원자력 선진국인 미국, 프랑스, 아르헨티나 등은 판형핵연료 제조 및 성능평가 기술을 보유하고 있으나 판형핵연료 원료 분말인 U-Mo 분말 제조와 관련한 상업 규모의 기술은 보유하지 못하고 있음.

○ 연구로 이용설비의 핵적 설계 및 해석 기술

- 국내 중성자속 평가와 관련된 계측제어 계통설계는 하나로, JRTR, KJRR 연구로 설계경험을 토대로 디지털 계측제어계통 설계능력을 보유하고 있음. 이용설비 설계 분야에서는 하나로 운영기술과 중형연구로 수출을 통해 검증된 설계기술과 경험 있는 우수 인력을 보유하고 있음.
- 아르헨티나 INVAP 에서는 호주 OPAL 연구로에 디지털 계측제어계통을 설계함. 아르헨티나 INVAP, 프랑스 AREVA, 러시아 ROSATOM 등에서 연구로 계측제어계통 설계의 완성도가 높음. 원자력 선진국들은 장기간 안정적인 연구로 운영을 통해 수조운영시설 및 조사물 취급 계통설계 등 이용설비 설계에 대한 경험과 지식을 축적함.
- 연구로 노심 설계는 연구로를 이용 하려는 목적에 맞게 설계되므로, 이용설비 설계는 노심 설계와 직접적으로 관련 있음. 따라서 이외 이용설비 설계에 대한 현황은 노심 설계 기술현황으로 같음 될 수 있음.

○ 연구로 운영 기술

- 연구로 운영기술은 국내 현황을 중심으로 국내 유일의 다목적연구로인 하나로에 대한 운영 현황을 중심으로 기술함.
- 1995년 2월 하나로 초기 임계 달성 이후 하나로 영출력 시험과 출력 상승 시험을 수행. 이어 1995년 10월부터 정규 교대근무 조직을 갖추어 운전을 시작하고, 1996년 장시간 운전 시험을 시작으로 정규 운전을 시작하면서 현재에 이르고 있음. 1996년 이후 운전 방식은 원자로 이용 환경과 사회적 여건의 변화에 따라 계속 변화돼 옴. 운전 출력은 점진적으로 증대돼 운전 출력 제한에 대한 인허가 조건 사항이 해결된 2004년 12월부터 30 MW 로 운전하고 있음. 2008년 현재 각 운전 주기는 24일 운전, 11일 정지 형태로 운전하고 있음.
- 한편, 원자로 시운전 과정에서 드러난 문제점을 개선하고 시설 노후화에 대비하

는 노화 관리 및 성능 개선 업무도 꾸준히 수행함. 1996년 말 핵연료 검사에서 핵연료 집합체의 진동으로 인해 핵연료 간격체의 기계적 마모가 심한 것으로 판명됐는데, 이는 원자로 하부 유입 공동관에서 발생한 냉각수의 swirl 현상으로 인해 핵연료의 진동이 설계 당시 수행한 내구성 시험에서 측정된 진동보다 큰 것이 원인이었음. 이에 따라 2003년까지 3차례의 핵연료 설계 변경을 수행해서 문제를 해결함.

- 1995년 수행한 출력 상승 시험 결과 원자로 수조 표면의 방사선량률이 예측값보다 매우 높게 나왔는데, 이는 방사성 물질을 함유하고 있는 수조수 중 자연대류 현상을 통해 수조 표면으로 올라오는 양이 예상보다 많았기 때문임. 수조고온층을 설치해서 수조 표면의 수온을 높게 유지함으로써 자연대류 현상을 억제해 문제를 해결함.
- 원자로 냉각수 내 방사선량 측정 계통과 열출력 측정 계통이 가끔 불안정한 신호를 발생시켜 원자로의 안정적인 운영에 지장을 초래함. 이에 따라 지발중성자 측정 계통과 감마출력 측정 장치를 설치서 운영하고 있음.
- 이밖에 주요한 개선 실적으로는 상용전원 상실시 원자로 정지를 방지하기 위한 순간정전보상회로 설치, 중수계통 누수 발생 시 환경으로의 배출 저지를 위한 중수계통 밀폐실 설치, 원자로 건물 및 냉각탑 건물 안전 진단 및 보수, 전기공급 계통 안전 진단 및 보수 등이 있음.

(4) 연구로 활용 기술 현황

- 연구로 활용 기술은 국내 유일의 다목적연구로인 하나로를 이용한 기술 현황을 중심으로 기술.
- 물성연구: 물질의 미시적 구조와 원자 및 분자들의 운동을 연구하기 위한 매우 효과적인 방법은 중성자 산란임. 하나로는 세계 10위권의 강력한 중성자 선원으로 이 시설의 보유로 중성자 산란 연구에 새로운 전기를 맞게 됨. 1998년 고분해능중성자분말회절장치(HRPD, High Resolution Powder Diffractometer)를 ST-2 수평공에 설치. 1999년 중성자4축회절장치(FCD, Four Circle neutron Diffractometer), 2000년 중성자잔류응력 장치(RSI, neutron Residual Stress Instrument), 2001년 중성자소각산란장치(SANS, Small Angle Neutron Spectrometer), 2006년 수직형중성자반사율 측정장치(REF-V, Vertical Neutron Refractometer), 2007년 고속중성자속분말회절장치(HIPD, High Intensity neutron Powder Diffractometer) 및 수평형중성자반사율측정장치(REF-H, Horizontal Neutron Refractometer) 등을 순차적으로 설치. 국내 산학연 이용자들에게 개방해 원자력, 물리, 화학, 재료 연구 뿐 만 아니라 NT, BT, ET 등의 새로운 첨단 연구 분야 수단으로 기여함.

- 중성자 라디오그래피 기술: 하나로가 구축된 뒤 NR용 수평공을 노심 설계에 반영함으로써 성능을 대폭 향상시킨 장치를 1994년 완성함. 아울러 미시 라디오그래피에 의한 금속재료 내 붕소의 분포(분해능 $-2\mu\text{m}$) 및 농도 결정법과 이미지판(image plate) 이용법 등 새로운 검사법을 개발함. 하나로 NR 장치는 U-Mo 합금 구조물과 감손 우라늄 구조물의 결함 검사, 무계장 캡슐 내부 검사, 중대사고 모의 실험용 용기-용융물 간격 검사 등에 이용하고 있다. 또한 방위산업체에서 의뢰한 1,250개의 기폭관 검사, 저탄소강의 붕소 분포조사, 항공기 터빈 날개의 잔류 세라믹 코어 검출법 개발 등에도 이용됨. 진공 상태에서 터빈 날개의 냉각 채널 속에 계조강조제(Contrast Agent) $\text{Gd}(\text{NO}_3)_2$ 수용액을 흡입시키는 방법으로 미세한 잔류 세라믹 입자를 높은 해상력으로 검출할 수 있었음. 수소에 대한 감도가 높은 중성자를 이용한 연료 전지의 물 이동성 정량 연구의 유일한 분석기법으로 중성자 영상기술이 활용되고 있음. 이 밖에 중성자 토모그래피 기술을 이용해서 공군 기술 연구소와 협력을 통해 항공기 엔진부품의 결함 검사를 수행하고 있으며, 인삼연구소와 공동으로 인삼 뿌리의 성장 연구도 수행하고 있음.
- 중성자 방사화 분석 기술: 하나로 건설에 따라 첨단 조사장치와 전산 분석 프로그램 개발 및 응용연구가 확대되었다. 공압이송관(pneumatic transfer system)은 수동식과 자동식을 조합/설치했으며 자동식의 전산 운영 프로그램을 개발/등록함. 아울러 방사화 분석전용의 통합전산코드를 개발해서 편의성과 정확성을 높임. 2009년 현재 2종의 조사용기와 7종의 시료 캡슐을 국산화 제작했으며 대량의 시료를 장시간동안 계속하기 위한 자동시료 교환기도 개발함.
- 재료 조사시험용 캡슐 개발 및 이용 기술: 하나의 7개 수직공 중 노심 내부에 있는 3개의 조사공(CT, IR1, IR2)은 캡슐을 이용한 재료 조사시험에, 반사체(reflector)에 있는 OR 조사공은 재료 및 핵연료 조사시험에 활용하고 있음. 하나로를 이용한 조사시험용 무계장 및 계장 캡슐을 국내 기술력으로 설계하고, 제작 기술은 산업체와 공동으로 개발해서 이를 이용한 조사시험을 수행하고 있음. 하나로 최초의 표준형 계장 캡슐을 개발해서 하나로 CT 및 IR2 조사공에서 조사시험을 수행, 조사공에서의 γ -선 발열량을 포함한 핵적 특성을 간접적으로 측정/분석함. 또한 표준형 캡슐의 하나로 노심에서의 유체 유발 진동에 의한 구조 건전성을 평가했으며 하나로 출력 및 실험변수에 따른 캡슐의 온도 변화 및 온도 구배 등 주요한 캡슐 설계변수들을 확보함. 국내 최초로 설계/제작한 표준형 캡슐을 활용한 하나로 조사시험, 조사후 및 조사재시험시설로 캡슐이용 및 해체, 조사후시험 및 처리 등 일련의 작업을 통해 캡슐 조사시험기술을 체계화해서 완성했으며 관련 장비들의 성능 및 연계성을 확인함. 또한 하나의 재료 조사 및 조사공의 중성자속 분포를 측정하기 위한 무계장 캡슐을 설계/제작함. 조사시험은 하나로 20 MW의

CT 공에서 수행했으며 조사시험 후 무게장 캡슐은 하나로에서 조사재시험시설로 이송해서 중성자속 분포측정용 모니터, 온도 모니터 및 조사시편 등을 해체해서 후속 시험을 진행하고 있음.

- 암 치료장치 개발: 1996년 원자력병원의 요청으로 하나로에서 붕소중성자포획치료법(BNCT)의 가능성을 타진한데 이어, 1997년 하나로에 BNCT 장치를 설치하는 프로젝트가 시작됨. BNCT 장치는 환자 조사 설비와 체내 붕소농도를 현장에서 단시간 측정할 수 있는 즉발감마선방사화분석장치(PGNAA, Prompt Gamma Neutron Activation Analysis)로 되어있음.
- 핵연료 노내조사시험시설(FLT) 설치: 핵연료노내조사시험시설(FLT; Fuel Test Loop)은 하나로를 활용해서 상용 원자력 발전소 노심의 온도, 압력, 유량 및 수질 조건을 구현, 새로 개발하는 핵연료의 종합적인 성능검증을 수행할 수 있는 시설임. 2006년 7월 설치공사를 착수해 2007년 3월 완료하고, 2007년 4월 시운전을 시작함. FLT은 노내시험부(IPS; In-Pile test Section)와 노외시험부(OPS; Out-Pile Section)로 구성되어 있으며, 핵연료봉을 최대 3개까지 조사시킬 수 있음.

2) 연구용원자로 전략적 유망 분야 설계

가) 교육용 저출력 소형연구로

(1) 필요성

- 후쿠시마 사고 및 파리협정 이후 원자력 에너지의 대중 수용성은 줄고 저탄소 배출 에너지원에 대한 요구는 지속적으로 늘고 있어 태양력, 풍력 등과 같은 재생에너지에 대한 관심이 지속적으로 증가하고 있는 상태임.
- 하지만, 현재 산업구조 및 일반 전기수요가 변경되지 않는 한 안정적인 대규모 에너지 공급에 대한 요구는 지속적으로 증가할 것으로 예상되며 재생에너지가 이러한 요구를 충족시키기는 어렵기 때문에 원자력 에너지에 대한 기대 및 수요는 국내외적으로 지속될 것으로 보임.
- 비발전 분야에서도 중성자 이용, 의료용 및 산업용 동위원소 생산, 방사화 분석 등의 방사선 활용이 지속적으로 증가하고 있으며 신규 원자력 도입국에서도 상용원전을 도입하기 전에 인력, 법체계, 산업 등의 원자력 기반 확충을 위하여 연구로를

먼저 도입하여 건설하고 운영하고 있음. 특히, 신규도입국은 출력이 높은 중대형 연구로 보다는 운영 및 관리측면을 고려하여 저출력의 연구로를 선호하고 있으며 해외에서 운영 중인 주요 저출력 연구로 특성은 다음과 같음.

표 4-4.1 주요 저출력 연구로 특성

원자로형	출력(kW)	최대중성자속 (n/s-cm ²)	핵연료	반사체
AGN	2	10 ¹⁰	U+PE	흑연
ARGONAUT	20~100	10 ¹¹ ~10 ¹²	MTR	흑연
IRT	5~500	10 ⁹ ~10 ¹³	UO ₂	물
MNSR	30	10 ¹²	UO ₂	베릴륨, 물
MTR	1~500	10 ¹⁰ ~10 ¹³	MTR	흑연, 베릴륨, 물
SLOWPOKE	20	10 ¹²	UO ₂	베릴륨
TRIGA	100~500	10 ¹² ~10 ¹³	UZr H	흑연
VVER	5~100	10 ⁹ ~10 ¹²	UO ₂	흑연, 물

- TRIGA와 같은 저출력 연구용 원자로는 우리나라 원자력 기술 발전의 요람 역할을 하였으며 저출력 연구로 운영과 활용에서 습득한 기술과 지식이 30 MW 다목적 연구로인 하나로 자력건설과 운영의 모태가 되었음. 또한, 이 기술들은 최초의 원자력 시스템 수출사업이 된 JRTR 사업의 표준역할도 하였음.
- 현재, 국내에는 경희대학교에서 운영하는 10 W 출력의 교육용 연구로 AGN-201K와 한국원자력연구원의 30 MW 출력의 하나로가 있으며 원자력공학과 학생들에 대한 원자력 특성시험에는 AGN-201K, 연구로 활용에 대한 교육에는 하나로를 활용하고 있음. 하지만 두 연구로 출력에 있어 매우 큰 차이가 있어 교육 및 훈련 측면에서 이들이 충족시켜주지 못하는 부분이 존재하며 다양한 교육 프로그램 수행을 위해서는 보다 진일보된 형태의 시스템을 개발할 필요성이 있음.
- 특히, 안전성이 높고 출력모드와 임계집합체 모드를 선택적으로 활용할 수 있는 개념을 도입한 새로운 저출력 연구로를 설계/구현한다면 기존 저출력 연구로의 교체와 신규 저출력 연구로 건설에 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 예측됨.

(2) 설계방향

- 출력모드와 임계집합체 모드를 선택적으로 활용할 수 있는 새로운 개념의 연구로 설계를 위해서는 상대적으로 가장 많은 시간이 필요한 핵연료 설계가 최우선적으

로 진행되어야 함. 특히, 핵연료 공급 및 제작성, 안전성과 노심특성 등을 종합적으로 반영한 핵연료 설계가 수행되어야 하며 효율적인 검증과정이 수행될 수 있도록 해야 함. 대표적인 저출력 소형연구로에는 중국 CIAE에서 공급하고 있는 Miniature Neutron Source Reactor (MNSR)과 캐나다 AECL의 SLOPOKE 연구로가 있으며 이들 노심에 장전되는 핵연료집합체는 다음과 같음.



(a) MNSR



(b) Slowpoke

그림 4-4.6 대표적인 저출력 소형연구로 핵연료집합체

- 대부분의 연구로에서 주로 수행하는 방사성동위원소 생산 및 중성자방사화분석과 임계집합체에서만 가능한 다양한 로물리 실험 및 교육 등이 동시에 가능하도록 하는 새로운 개념의 노심설계가 이루어져야 함.
- 이를 위해서는, 핵연료집합체와 반사체가 자유롭게 교체장전이 가능하고 사고 시에도 출력폭주가 없는 안전성이 높은 노심이 설계되어야 함. 연구로 활용측면에서는, 가능한 많은 조사공이 노심에 위치하여 동위원소 생산과 중성자방사화 분석이 가능해야 하며 이러한 요구가 충족되면서 노심크기 및 시설들이 비대하지 않은 노심이 구현될 수 있도록 해야 함.

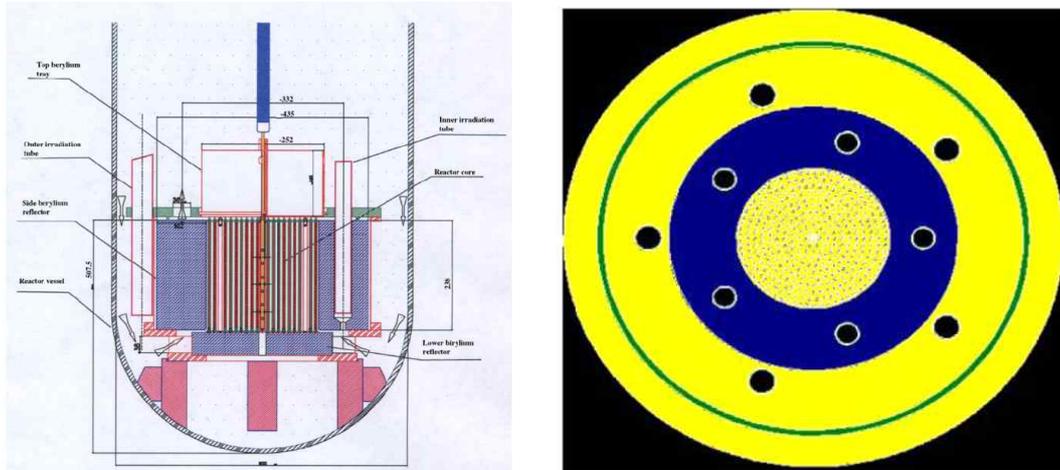


그림 4-4.7 MNSR 연구로 노심구조

나) 세계 최고 수준의 20 MW 급 NR 설치 연구로

(1) 필요성

- 중성자 영상(NR; Neutron Radiography)은 물질에 따라 상이한 중성자 투과 특성을 이용한 기술로서, 중성자와 섬광물질 또는 전환막간의 상호작용에 의하여 생성되는 2차 방사선과 반응하여 생성되는 가시광선을 집속하여 실시간으로 영상화하는 기술임.
- 이 기술은 일반적으로 중성자원, 중성자를 빛으로 바꾸는 전환막, 빛을 모아주는 거울상자, 모아진 빛을 디지털 신호로 바꾸어주는 CCD 카메라 등으로 구성됨.

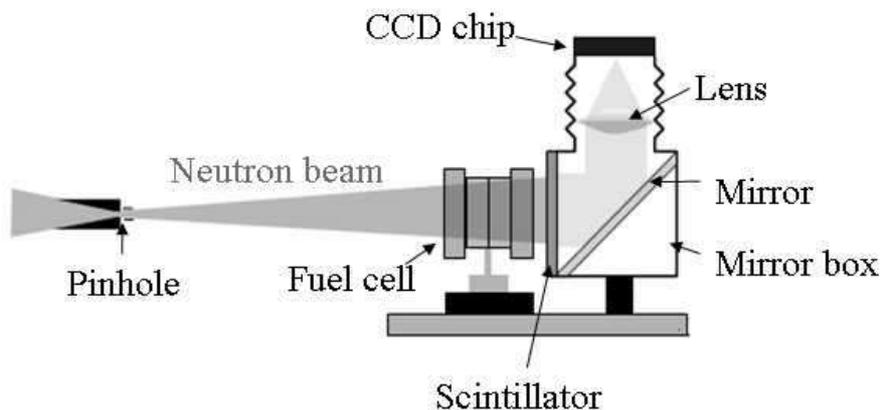


그림 4-4.8 중성자 영상 기술의 구성

- X-선 영상에 비하여 금속 투과성이 우수하여 두꺼운 금속 부품의 내부 관찰에 유

리함. 따라서 금속성 물질의 내부 구조 파악 및 균열 크기의 정밀한 측정 등 중성자 영상 비파괴 검사에 활용 가능.

표 4-4.2 비파괴 검사 기술에 따른 성능 비교

구분	중성자	X-ray	와전류	초음파
표면검사	불가능	불가능	가능	약간가능
내부검사	가능	가능	불가능	가능
복합물질검사 (이중검사)	가능	약간 가능	불가능	불가능
3차원CT	가능	가능	불가능	불가능
침투깊이 (금속)	200mm이상	20mm	3mm	100mm 이상
분해능력	0.1mm	0.1mm	0.3 ~ 1 mm	1mm

- 중성자 영상촬영을 위한 중성자원은 동위원소, 가속기 및 원자로를 통해 얻을 수 있음. 그 중 조사시간이 짧으면서도 높은 해상도를 내는 선속이 큰 중성자는 원자로(연구용원자로)에 의해서만 얻을 수 있음.

표 4-4.3 중성자원 종류별 특성

중성자원	중성자속 [n/cm ² s]	분해능	노출시간	특징
동위원소	10 ¹ ~ 10 ²	낮음	높음 (수 시간)	안정적인 운전 가능 낮은 운전비용 완전한 이동성 보장
가속기	10 ³ ~ 10 ⁴	중간	중간 (수 분)	On-off 운전 가능 중간적인 운전비용 이동 가능성 존재함
원자로	10 ⁵ ~ 10 ⁸	높음	낮음 (수 초)	안정적인 운전 가능 높은 운전비용 이동성 없음

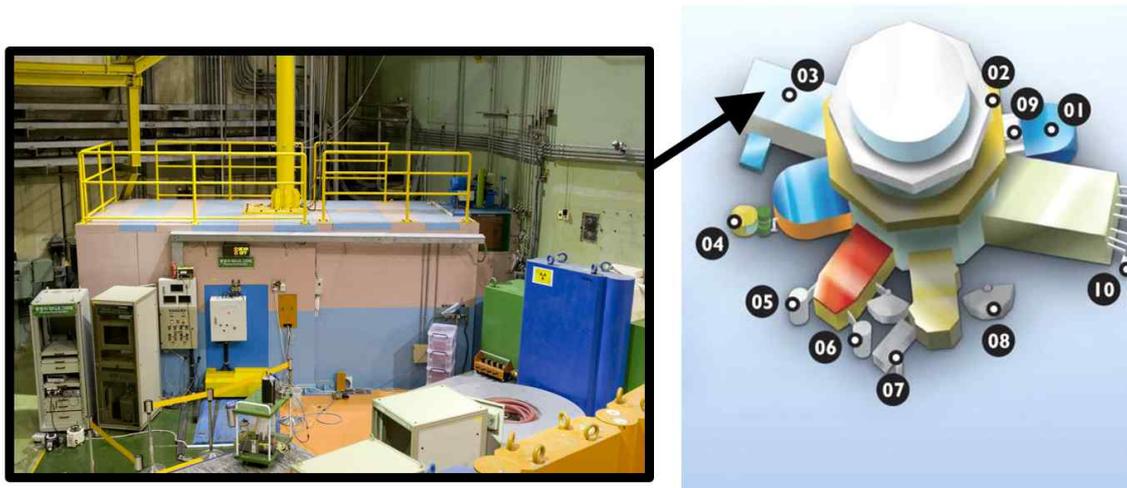


그림 4-4.9 하나로 중성자 영상촬영 설비

- 중성자 영상기술 등 중성자 빔을 주요목적으로 하는 연구로에는 세계적으로 ORPHEE, FRM-II, CARR, OPAL 등 이 있음. 여기에 NRX, NRU, MAPLE 등과 같이 대량의 동위원소 생산까지 가능한 연구로는 수출 가능성이 더욱 클 것으로 예상되며 그 동안의 축적된 국내 연구로 설계기술로 충분히 가능할 것으로 예상.
- 현재 국내에서는 동위원소 공급부족 문제를 해결하기 위한 연구로를 수출형 모델로 개발 중임. 여기에 고성능의 중성자 영상 촬영 설비까지 갖춘 연구로를 개발하여 연구로의 다양한 활용분야에 대한 수요에 선제적 대응.

(2) 설계방향

- 국내 동위원소 공급부족 문제 해결을 위해 개발 중인 연구로의 동위원소 생산량 요건을 만족하면서 3D dynamic 중성자 촬영을 위한 빔 활용 요건까지 충족. 이를 위해 필요한 출력 규모는 20 MW 급으로 판단.
- 중성자 영상 촬영시설로 중성자원을 수송하기 위한 빔 포트 설치 필요.

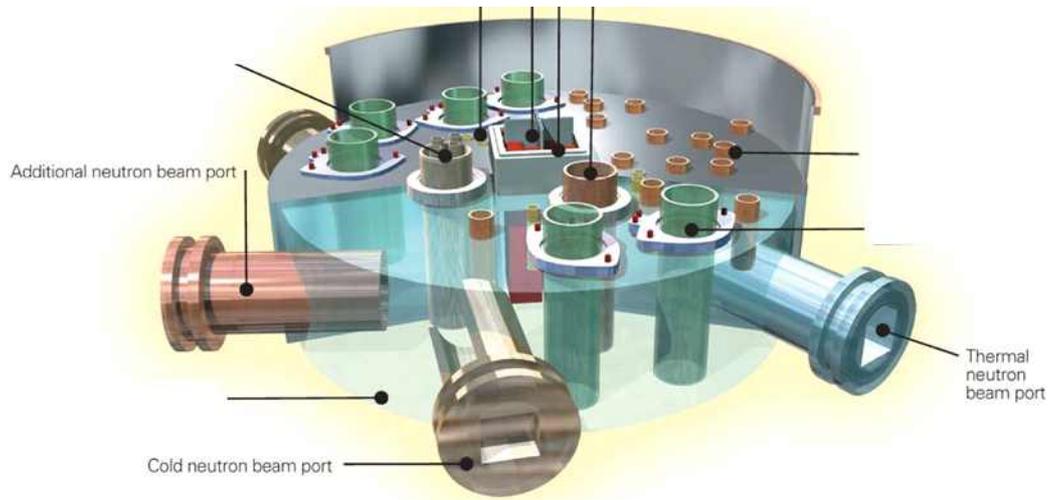


그림 4-4.10 중성자 수송을 위한 빔 포트 설치 예 - OPAL

- 중성자 촬영용 빔 포트 설치를 위해 중수 반사체 사용 필요
- 출력증강에 따른 연구로 고유 안전개념 유지를 위해 상향류로 변경 필요
- 상향류에 대비한 핵연료 고정장치 개발 필요
- 내부 조사공 최소화, 조밀형태 노심 구성 및 이에 따른 노심 반응도 제어장치, 2차 정지계통 변경 필요
- OPAL 등 동급의 타연구로와 견주어 성능 면에서 비교 우위에 있기 위해서는 중성자속을 증가시킬 필요 있으며, 이를 위한 노내 조사공 필요. 또한 같은 이유로 몰리브덴 등 동위원소 생산량을 증가시킬 필요가 있으며, 이를 위한 노심설계, 운용 계획, 생산시설 필요

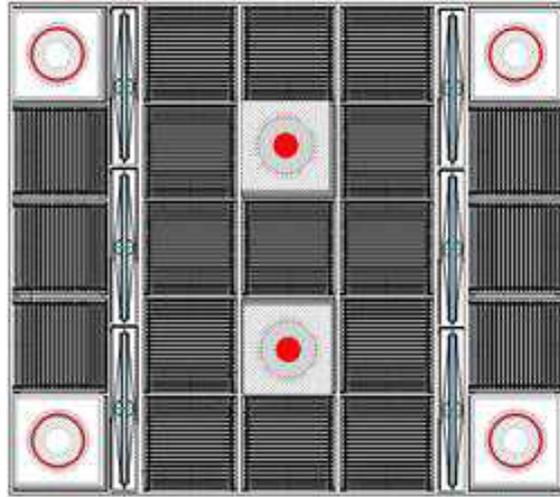
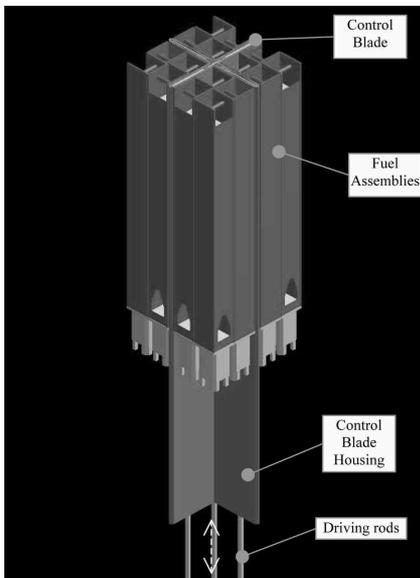
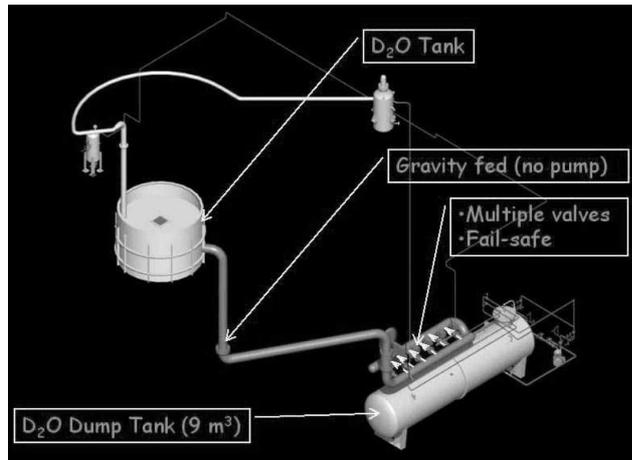


그림 4-4.11 조밀노심 구성 예 - RA10



(a) 판형 제어장치



(b) 중수 배수계통

그림 4-4.12 조밀형태 노심 제어를 위한 반응도제어장치 예 - OPAL

5. PRPP 및 인허가 심사 관련 검토

5-1 소형원자로 기술개발의 PRPP 고려 사항

가. 소형원자로의 핵확산저항성과 물리적방호성

1) 개요

- 최근 전 세계 많은 국가가 열출력 300MW 이하의 소형 원자로를 개발하기 위해 노력하고 있음. 소형원자로는 대형원자로와 달리 초기 자본이 적게 들고 표준화하여 안전성을 강화했기 때문에 전력망이 제대로 갖추어지지 않은 국가에서 많은 관심을 가지고 있음.
- 개발되고 있는 대부분의 소형원자로가 기존 상용 원자로와 많이 다르고 특히 연료 형태와 교체주기가 상이하기 때문에 핵확산저항성과 물리적방호성에 대한 고려가 반드시 필요함. 본 장에서는 기존 상용발전소의 핵확산저항성과 물리적방호성을 평가하는 방법론을 소개하고 소형원자로의 특성이 핵확산저항성과 물리적방호성에 미치는 영향에 대해 논의하고자 함.

2) 소형원자로에서 고려해야할 PR/PP

가) 핵확산저항성과 안전조치성

- 안전조치성은 PR/PP 방법론 개발 초기 원전의 초기설계 단계에서 핵물질의 전용이나 오용을 탐지할 수 있는 확률을 계산하기 위해 도입된 개념임. 안전조치성은 새로운 개념은 아니나 핵확산저항성의 내부인자와 외부인자를 연결할 수 있으며 시스템이 얼마나 쉽고 효과적이며 효율적으로 안전조치를 이행할 수 있는지에 대한 척도로 정의됨.
- 안전조치성을 어떻게 평가할 것인가에 대한 고민은 IAEA가 설립된 때부터 시작이 되었으며 두 가지 접근 방법이 있음. 첫 번째 접근방법은 안전조치의 효율성과 효과성을 증진시킬 수 있는 안전조치 기술이나 장비를 개발하는 것이고 두 번째는 원전초기에 설계자로 하여금 시스템적으로 안전조치성을 높이도록 지침을 제공하는 것임. 그러나 1990년대 까지 원전의 설계단계에서 안전조치성을 고려하지 않았기 때문에 이시기에는 모든 노력이 최신의 탐지 장비나 기술을 개발하는 것에 집중되

있음.

- 최근 차세대 원전이 개발되면서 안전조치 담당자들은 새로운 시스템에서 바뀌어지는 변경사항에 적극적으로 대응할 수 있는 안전조치 기술을 개발해야하는 도전에 직면하게 되었음. 이를 해결하기 위해 안전조치 장비나 기술을 개발하는 방법과 더불어 설계단계에서 안전조치성을 고려하기 시작하였음.
- 안전조치성이 핵확산저항성을 평가하는 인자이긴 하지만 일부 특성은 서로 반대의 모습을 가지고 있음. 예를들면 방사선적 영향 때문에 핵물질에의 접근을 제한하는 것은 검사자의 접근을 막는다는 점에서 안전조치성에 나쁘게 작용하지만 전용시나리오에서 기술적인 장벽으로 작용하기 때문에 핵확산저항성에는 긍정적인. 이러한 점은 설계단계에서 핵확산저항성을 높일 수 있도록 설계하는 것이 얼마나 도전적인 목표이며 항상 모든 상황을 고려하여 설계를 해야 된다는 것을 단적으로 보여주고 있음.

나) 소형원자로에서 안전조치의 고려

- IAEA 안전조치는 발전소 운영자의 핵물질이 포함된 모든 활동, 즉 핵물질 인수, 운송, 저장, 이동 및 생산 등을 검증함. 검사주기는 핵물질 종류 및 조사여부에 따라 달라짐. IAEA가 최근에 도입한 국가수준 안전조치 접근법에서는 국가의 기술적인 능력도 고려하여 안전조치 검증을 하고 있음. 안전조치에서 고려해야 할 사항은 다음과 같음.
 - 핵물질 접근도
 - 원자로가 지속적으로 운영되는지의 여부
 - 원자로 핵연료 재장전 주기
 - 원자로의 위치 및 이동가능 여부
 - 다른 원자력시설의 존재 및 위치
- 원전의 운영자가 단지 운영만을 할 경우, 안전조치를 이행하기 위해서는 핵물질 제공국가가 원자로-핵연료 봉인상태로 제공하는지, 사용후 연료저장고가 있는지 및 사용후 연료 취급설비를 갖추고 있는지도 고려해야 함. IAEA 입장에서는 운영국가에 원자로-핵연료 봉인상태로 제공되었는지 뿐만 아니라 원자로를 개봉하려고 할 때 원격감시가 가능한지 또는 안전문제가 발생했을 경우 원자로 제공자가 원자로를 개봉하는지도 파악이 필요함.
- 대형원전에 비해 소형원전은 대부분 외진 지역에 위치해 있어 검사원의 접근이 어

려움. 따라서 소형원전이 독립되어 있는지 또는 다른 에너지그리드에 연결이 되어 있는지, 해안가 부유선에 놓여 있는지 그렇다면 사고시 또는 고장시 누가 책임을 지는지 명확히 할 필요가 있음. 또한 소형원전이 운영, 저장하고 있는 핵물질의 양이 1 SQ를 넘는지도 안전조치 검사에서 중요한 요소가 됨.

○ 다음은 소형원전을 포함한 모든 신규원전에서 고려해야할 사항임.

- 신연료, 사용후 연료, MOX 연료등의 연료 대여 및 공급조건
- 원자로의 고립정도 및 이동여부
- 원격감시와 관련한 다음과 같은 사항
 - 안전조치와 관련한 장비의 유지보수
 - 검사자와 운영자간의 크레인, 감시 및 봉인과 관련된 장비의 공유여부
 - 국가 계량관리 체제의 적정성 여부
- 안전조치 수단이 물리적방호에 미치는 영향
- 안전조치 검사에서 직원배치 여부
- 원자로 및 관련시설에 핫셀, 연료봉 교체장비, 연료저장소 및 연구개발 시설 존재 여부
- 다수의 원자로가 있는 경우 격납건물 공유 여부

3) 핵확산저항성과 물리적방호성 평가를 위한 원자로 정보

가) 개요

- 소형원자로의 핵확산저항성과 물리적방호성을 평가하기 위해서는 기본적인 정보가 필요함. 표 1은 필요한 정보의 예들을 정리함.
- 핵확산 저항성을 평가하기 위해 필요한 설계정보는 다음과 같음.
 - 연료 종류(신연료 및 사용후연료의 특성 포함)
 - 시설내 연료 저장소 및 운송방법
 - 안전을 담보할 수 있는 접근방법 및 이와 관련된 장비(방사능 및 다른 위험의 격납, 반응도 조절, 잠열 제거 및 외부사건 배제)
 - 출입통제와 핵물질 계량관리와 관련된 물리적인 접근방법(가능성있는 탈취목표물)
 - 핵심장비에의 접근 통제(가능성있는 사보타주 목표물)

나) 필요 설계정보

○ SMR의 핵확산저항성을 평가하기 위해서는 원자로를 구성하는 시스템에 대한 전체적인 설명과 가능하면 큰 기기 단위의 상세설명이 필요함. 특히 핵무기급 핵물질과 핵무기급 핵물질로 전용이 가능한 핵물질을 포함한 전체 핵물질의 흐름도도 중요한 정보가 됨. 앞서 언급했던 표 5-1.1은 이러한 설계정보들을 정리하는데 사용할 수 있으며 다음에 소개하는 설계정보도 중요한 자료가 됨. 다음에 해당하는 정보는 가능하면 자세히 기술하여야 함.

- 원자로 출력(열적, 전기적, 공정열 및 수소)
- 연료종류
- 연료형태(세라믹, 금속 및 분산형)
- 주 핵분열물질(우라늄, 토륨)
- 핵원료성물질/농축도/핵원료성 물질

표 5-1.1 핵확산저항성과 물리적방호성 평가를 위해 필요한 정보

시스템 요소	필요한 정보
원자로	<ul style="list-style-type: none"> · 원자로명 · 원자로 노형(고속로, 열, 풀, 루트, 압력관, 블록 등) · 감속재(중수, 경수, 흑연 등) · 냉각재(가스, 물, 금속, 나트륨 등) · 운전온도 및 압력 · 노심구성(블랫킷 등) · 핵분열생성물 생산여부 · 노심 직경 및 노심 높이 · 원자로 엔크로저(격납, 격리, 지하매설, 부유 등) · 핵연료와 핵심장비의 접근에 영향을 주는 기기배치 · 사보타주로부터 피해를 완화할 수 있는 안전 설계(수동, 능동) · 발전소 물리적방호 시설 도면 · 안전조치관련 상세 도면 · 신연료 저장고(양 및 위치) · 원자로 목적(전기생산, 열생산, 석탄 액상화, 담수, 수소생산 등) · 열 사이클(PWR, BWR)
원자로 출력	<ul style="list-style-type: none"> · 원자로 열출력 MW(th) · 원자로 전기출력 MW(e) · 사이클 주기 · 핵연료 재장전
연료	<ul style="list-style-type: none"> · 연료 형태(분말, 봉, 블록, 액체) · 연료 종류(세라믹, MOX, 금속, 질화물, 분산물) · 농축도(플루토늄, 우라늄) · 노심내 연료갯수(집합체, 봉 및 페블) · 연료 중량 · 연소도(GWd/t) · 한주기에 교체되는 핵연료수 · 연료크기 및 길이
핵확산관련 정보	<ul style="list-style-type: none"> · 신연료 집합체당 핵물질 양 · 1 SQ에 해당하는 신연료 집합체 개수 · 1 SQ에 해당하는 사용후 연료 집합체 개수 · 핵연료의 오용 가능성
국가내 핵연료 주기 정보	<ul style="list-style-type: none"> · 핵연료 주기 및 재처리 시설 · 농축시설 · 신연료와 사용후 연료 운반 · 원자로 밖 사용후 연료 저장시설 · 시설내 핵폐기물 흐름 · 시설내 핵폐기물 저장
핵확산저항성과 관련된 설계인자	<ul style="list-style-type: none"> · 전용을 위한 가능성 있는 시설 · 오용 및 신고하지 않은 핵물질을 생산할 수 있는 가능성 있는 시설

4) 핵확산성 물리적방호성 평가를 위한 SMR 특성

가) SMR 종류

- 현재 전 세계적으로 많은 SMR이 개발되고 있으며 개발되고 있는 노형과 특성이 다름. 표 5-1.2는 현재 개발되고 있는 SMR의 특성들을 정리함.

표 5-1.2 개발되고 있는 SMR 종류 및 특성

	B&W™ mPower	KLT-40S	Toshiba 4S	SVBR-100	HTR-PM	GA EM ²
Power output (MW _e)	180	2 × 35	10 or 50	101	2 × 105	265
RPV height (m)	25.3	3.9	24	7.9	25.4	10.6
Underground	Yes	Sea	Yes	No	No	Yes
Coolant	H ₂ O	H ₂ O	Na	Pb-Bi eutectic	He	He
Breeder	No	No	No	Yes	No	No
Fuel reprocessed	No	Yes	Optional	Optional	No	Optional
Refueling period (yrs)	4	3	30	7-8	Cont.	32
Fuel enrichment (%)	<5	<20	<19	<20	8.5	<17.5
On-site refueling	Yes	Yes	Once	Yes	Yes	No

나) SMR의 특성이 핵확산저항성 및 물리적방호성에 미치는 영향

- 소형원자로는 출력이 낮고 연료 교체 주기도 3년에서 40년까지 다양하고 지하에 매설되는 등 기존의 상용원자로 보다 핵확산성 및 물리적방호 측면에서 유리하다고 알려져 있음. 그러나 사용하는 핵연료의 농축도가 5에서 20%로 상용 원자로 보다 높고 핵확산저항성을 평가하기 위한 접근이 어려운 점은 불리한 요소가 됨.
- 그림 5-1.1은 핵확산저항성과 물리적방호성 측면에서 전문가들이 평가한 SMR의 강점과 약점을 나타낸 그림임. 대부분의 전문가들이 SMR의 핵확산저항성과 물리적방호성이 기존 상용 원자로 보다 높다고 응답하였음. 가장 큰 장점은 소형원자로에 사용되는 핵연료가 재처리 과정을 거쳐도 핵무기로 전용이 가능한 핵물질로 변환시키기 어렵다는 것임. 두 번째는 봉인된 원자로는 기술적으로 구현이 쉽지 않겠지만 개념설계대로 완벽하게 봉인이 된다면 접근이 원천적으로 차단되기 때문에 핵확산저항성 측면에서 유리함.

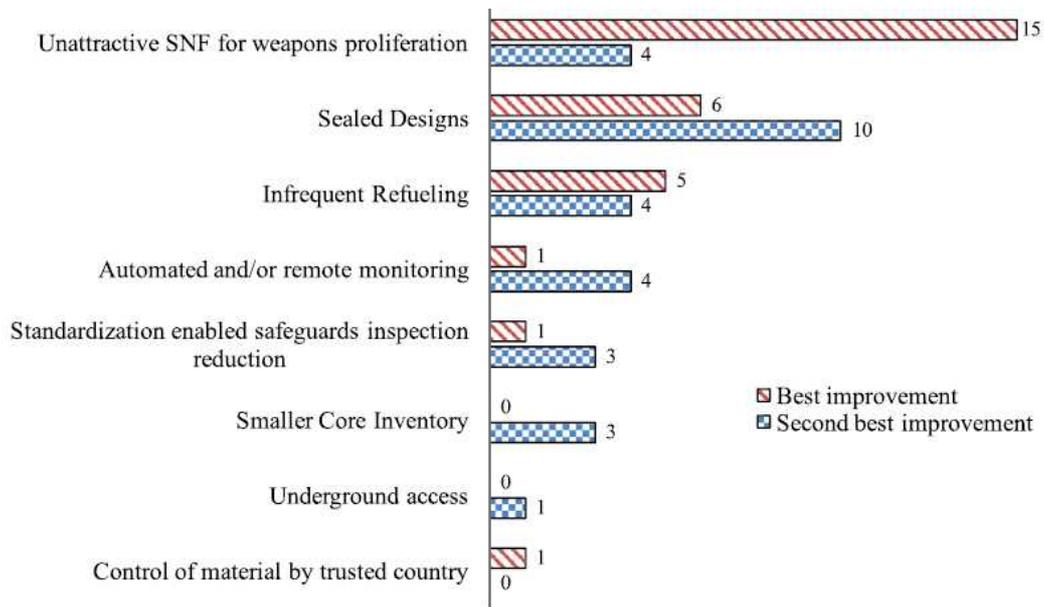


그림 5-1.1 PR&PP 측면에서의 SMR 강점

- 다만 핵연료 교체없이 수명이 다된 핵연료가 포함된 원자로를 처분장으로 이송시킬 때 운송방호 측면에서는 대단히 불리함. 또한 봉인된 원자로는 사보타주의 목표물이 되기 쉽기 때문에 보안상황이 취약한 저개발 국가에서 소형원자로를 운영할 때 큰 위험요소로 작용함. 이러한 위험 때문에 외부에서 원자로 운영을 제어하고 센서와 카메라를 이용해 실시간 감시를 하게 되면 봉인이 필요없을 거라는 의견을 가진 전문가도 많음.
- 연료의 교체주기가 긴 특성도 소형원자로의 핵확산저항성을 높이는 요소가 됨. 대부분의 핵연료 전용은 핵물질을 이동시키는 과정에서 발생하기 때문에 교체주기가 길게 되면 핵물질의 이동이 최소한으로 줄게 되고 이것은 핵확산저항성을 높이게 됨. 이밖에도 자동화된 감시시스템, 표준화된 용기와 작은 크기의 원자로도 핵확산저항성에 유리하게 작용함.
- 핵확산저항성과 물리적방호성 측면에서 소형원자로가 불리한 점은 우선 상용 원자로보다 핵연료의 농축도가 높다는 것임. 핵연료의 농축도가 높게 되면 핵무기로의 전용이 저농축 연료보다 높게되고 이것은 핵확산저항성 측면에서 불리한 점으로 작용함. 두 번째로는 소형원자로의 특성상 다양한 환경에서 다수의 원자로가 운영이 되어 물리적방호 측면에서 방호하기가 어렵다는 점임.

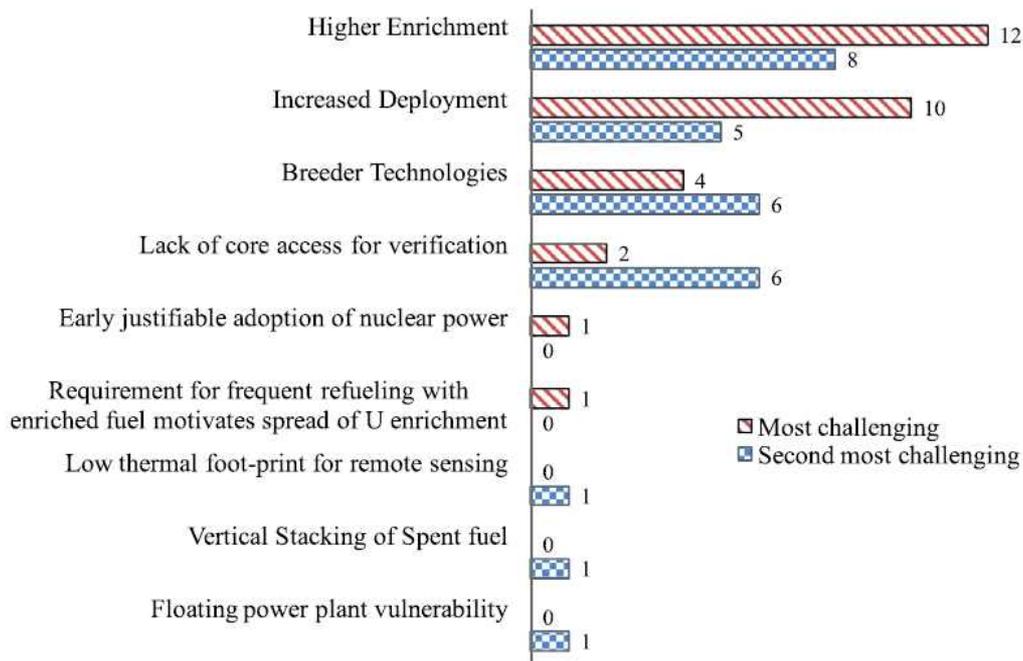


그림 5-2.2 PR&PP 측면에서의 SMR 약점

- 많은 지역에 전기를 공급하기 위해서는 다수의 소형원자로가 필요하고 이는 사고 발생 빈도가 높아진다는 것을 의미하기 때문에 한곳에 집중해 있는 기존 대형 상용원전보다 물리적방호가 취약해 질 수 있음. 또한 소형원자로의 특성상 핵물질 증식 및 검사를 위한 원자로심 접근이 어렵다는 점이 소형원자로에서 핵확산 저항성 및 물리적방호 측면에서 도전 과제라고 지적되었음.

다) SMR의 특성

(1) 핵분열물질 총량

- 핵무기 한 개를 만들기 위해서 필요한 핵물질의 양을 1 유의량(significant quantity)이라고 하는데 보통 U-235의 경우 25 kg, Pu-239의 경우 8 kg으로 알려져 있음. 출력이 작은 소형원자로의 경우에도 1 SQ의 핵물질을 포함하고 있기 때문에 핵비확산 관점에서는 대형 원전과 마찬가지로 안전조치를 받아야 함. 그러나 대형 원전에 비해 상대적으로 적은 핵분열물질이 사용되기 때문에 안전조치의 이행측면에서는 수월한 측면이 있음.

(2) 핵연료 주기

- 현재 개발되고 있는 대부분의 소형원자로는 대형원자로 보다 핵연료 주기가 길기 때문에 원자로심과 연료에 접근하는 횟수가 적음. 이러한 점은 핵연료의 전용을 방지하는 측면에서 유리함. 표 2에서 보는 것과 같이 대부분의 소형원자로의 핵연료 주기는 48개월 이상이고 이는 18개월인 상용원전에 비해 2.5배 김. 30년 이상 핵연료주기를 가지고 있는 소형원자로도 개발되고 있어 운영의 효율성 측면에서 연료교체 장비를 발전소간 공동 사용하기 위한 방안도 고려되고 있음.
- 이렇게 핵연료 주기가 긴 원자로는 핵연료 전용 방지 측면에서는 유리하나 원자로의 정비 및 핵연료 검사 측면에서는 불리하기 때문에 이에 대한 고려가 필요함. 이에 대비하기 위해 도시바를 포함한 소형원자로 개발업체는 정비가 필요없는 전자기 펌프 등을 개발하고 있음. 이와같이 핵연료 주기가 길어짐에 따라 원자로심의 접근 주기가 줄어들어 장비의 정비 및 핵연료 건전성 확인을 위한 방안에 대한 연구도 필요함.

(3) 고연소도

- 소형원자로의 핵연료 주기가 길어짐에 따라 연소도도 높아지게 되는데 이는 생산되는 전기량도 증가함. 연소도가 증가하게 되면 사용후 연료내 Pu-240도 증가하고 이는 자발 핵분열을 유도하여 연소된 핵물질로 핵무기를 만들기 위한 기술적인 어려움이 증가하기 때문에 핵확산저항성이 증가하게 됨.

(4) 원자력시설내 디지털 기기 및 운영

- B&W사나 웨스팅하우스사에서 개발하고 있는 소형원자로는 원자로, 가압기 및 증기발생기등 모든 1차측 기기가 압력용기에 포함되어 있어 이들 자비들을 제어하기 위한 디지털 센서의 개발이 필요함.
- 디지털 기기가 측정해야 할 인자는 출력, 1차측 냉각수 유량, 냉각수 온도, 냉각수 유량 등으로 노심설계시 중요한 역할을 담당함. 이러한 통합형 원자로는 노심과 압력용기의 유량차가 크기 때문에 유량과 출력 제어를 위한 용기 밖의 이온 챔버 사용이 제한적임. 이를 해결하기 위해서는 고온과 장기간의 방사선적 노출에 견딜 수 있는 민감한 중성자 탐지기의 개발이 필요함. 용융염 원자로와 같이 고속중성자를 사용하는 소형 원자로의 경우 보다 고에너지 방사선에 견딜 수 있는 센서의 개발이 필요함. 또한 소형원자로는 광범위하게 무선통신을 사용할 수 밖에 없어 무선통신으로 인한 사이버 공격에 대한 대비가 필요함.
- 소형원자로의 경우 원자로의 운영과 변수 측정에만 디지털 I&C 기기가 사용되는

것이 아니라 실시간 노심감시 시스템 및 탐지 시스템과 같은 물리적방호와 안전조치 장비들에도 광범위하게 사용이 예상된다. 이러한 점은 소형원자로의 핵확산저항성과 물리적방호성을 증가시킬 것으로 예상되지만 사이버 공격을 막을 수 있는 안전장치에 대한 개발이 필요함.

(5) 지하부지 설계

- B&W, 도시바, GA, Holtec 및 뉴스케일이 개발하고 있는 소형원자로는 원자로 모듈을 지하에 위치하는 것으로 설계되어 있음. 원자로 모듈을 지하에 건설하는 것은 시공이 힘들고 예산도 많이 소요되지만 접근이 어려워 핵확산저항성이 클 것으로 생각되고 있음.
- 그러나 원자로 접근이 어려우면 안전조치에 대한 부담이 더 크고 2015년부터 IAEA에서 적용중인 국가수준별 안전조치의 중요한 수단인 무통보 사찰이 어려워 짐. 물리적방호 측면에서는 방호하기에는 유리한 측면이 있으나 인질극 상황이나 점령상황에는 외부 대응군의 침입이 어려워 짐. 이를 해결하는 방안으로 도시바와 같이 MCR과 CAS를 외부에 따로 설치하는 방안이 고려되고 있음.

(6) 봉인 설계

- 핵확산저항성 측면에서 원자로가 봉인되어 이송, 운영되고 원자로 수명이 끝날 때 원자로 봉인을 해제할 수 있다면 가장 바람직 함. 그러나 이런 원자로를 설계하는데는 많은 제약이 따름. 가장 큰 문제점은 연료가 장입된 상태의 원자로를 생산지에서 원자로 부지까지 이동할 때 이송중 충격으로 인해 연료가 손상될 가능성이 있다는 것임. 두번째는 30년 이상의 긴 연료주기를 가진 원자로의 경우 운영기간동안 원자로를 개봉할 필요없이 안전하게 운전하게 설계되어야 함. 세 번째로 고려되어야 할 것은 운영중지 상태에서도 발생하는 잠열을 제거해주어야 함.
- 일반적인 경우로 연료의 경우 원자로 정지후 1년간 약 10 kW/t의 잠열을 내며 96톤의 연료를 사용하는 웨스팅하우스 AP1000의 경우 1년동안 약 960 kW의 열을 내. 현재까지, 가장 성능이 좋은 건식 캐스크라도 캐스크 당 35 kW만 제거할 수 있음. 따라서 현재 개발중인 소형원자로는 AP-1000과 비슷한 33% 열효율을 가정하여 40 MW(e)가 최대 출력이 될 가능성이 높음.
- 이러한 봉인된 원자로의 잠열제거 방법은 출력을 제한하여 원자로 수명이 끝난 뒤 이송시 추가 냉각이 필요 없도록 하는 방법이 있음. 두 번째는 원자로의 기계적 특성을 개선하여 봉인된 원자로가 운송 중일때도 충분히 냉각이 가능하도록 개선하

는 것인데 이 방법은 소형원자로의 경제성을 떨어뜨림.

(7) 농축도

- 소형원자로는 크기가 작으면서 연료주기도 길기 때문에 원하는 출력을 얻기 위해서는 기존 상용원전보다 높은 농축도의 연료를 사용해야 함. 특히 속중성자를 이용한 원자로의 경우는 농축도가 더 높아야 함. 최대 20%까지의 농축도라 하더라도 5%이하인 상용원전의 4배정도로 농축도가 높음. 농축도가 이렇게 높아지게 되면 무기급 핵물질을 얻기가 쉽게 되며 이는 핵확산저항성을 낮추는 요인이 됨. 표 5-3.3은 무기급 핵물질과 초기 농축도 변화와의 관계를 나타낸 것으로 20% 농축도의 경우 5%의 농축도 보다 3배 정도 무기급 핵물질을 얻기 쉬움.

표 5-3.3 무기급 핵물질을 얻기위한 초기 농축도별 자원소요

Initial enrichment	Feed Mass (kg)	Product enrichment	Product Mass (kg)	SWU (kg.SWU)
0.711%	12,673	95%	55	112,645
5%	1108	95%	55	3287
20%	264	95%	55	1134

(8) 증식

- 현재 개발되고 있는 많은 소형원자로들은 무기급 핵물질을 쉽게 얻을 수 있는 고속 증식자로 처음 설계할 때부터 안전조치 개념을 반영할 필요가 있음. 이러한 점을 반영하여 Toshiba-4S와 SVBR-100 원자로들은 플루토늄이 증식할 수 있는 노심 밖의 blanket 영역을 없앤 설계를 하고 있음. 그러나 기술적으로 노심과 배플사이의 공간을 비밀스럽게 증식공간으로 활용할 수 있기 때문에 blanket 영역을 없앤다고 해도 완벽하지 않음. 이와같은 점 때문에 Toshiba-4S는 계산을 통해 노심의 한부분을 고의적으로 증식공간으로 변경시켜도 변환비가 1이 되지 않는다고 주장하고 있음. 또한 노심밖에 위치한 반응도 조절 리프랙트가 증식영역을 제거한다고 말하고 있음. 향후 이러한 주장은 면밀하고 독립적인 평가가 필요함.

(9) 잉여 반응도

- 대부분의 소형원자로가 연료 재장전 주기를 최대한 줄이려고 하기 때문에 잉여 반응도를 높게 설계해야 함. 현재 운영되고 있는 경수로의 일반적인 잉여 반응도값은

0.3 $\Delta k/k$ 인데 소형원자로의 경우 주요 운영인자에 심각한 영향을 주지 않고 목표 하는 조사량에 도달하게 되어 전용이 가능하게 됨. 이는 가동전 검사, 원자로의 밀봉 및 안전조치 감시 장비 설치를 통해 완화할 수 있음.

(10) 연료 집합체 크기

- 소형원자로의 경우 노심크기가 작아 연료집합체의 크기가 상용원전보다 작음. 작은 연료집합체는 이동이 편리하고 경제성도 높일 수 있으나 안전조치 측면에서는 불리함. B&W mPower 원자로의 연료집합체의 크기가 상용원전의 반 밖에 되지 않아 사용후 연료저장조에 두층으로 쌓아 보관할 수 있으나 이것은 안전조치 계량관리 검사를 어렵게 함. 이를 방지하기 위해 연료집합체를 단층으로만 적재하도록 설계를 변경하고 있음. 연료집합체 크기가 작아지면서 핵확산저항성 측면에서 고려해야 할 요소중 하나는 이송중 전용가능성이 커지는 것임. 이를 위해 소형원자로에 적합한 감시 장비를 개발해야 함.

(11) 냉각수 불투명도

- 개발되고 있는 일부 소형원자로가 경수나 중수가 아닌 물든 소듐이나 납을 냉각수로 사용하고 있는데 이들 물질은 투명하지 않아 기존발전소에서 사용하는 카메라나 광학장비를 활용하여 안전조치 검사를 할 수 없음. 따라서 새로운 감시 장비의 개발이 필요하며 현재 초음파를 이용한 방법 등 다양한 기기의 개발이 진행되고 있음.

(12) 선상 발전소

- 러시아 및 프랑스는 선상에 소형원자로를 건설하는 방안을 검토하고 있음. 이는 육지에서 운영하고 있는 기존 발전소와 완전히 다른 개념의 발전소로 새로운 개념의 안전조치 방안의 개발이 필요함. 물리적방호 측면에서도 선상원자로는 해상에 방호구역 등을 지정하기가 어렵고 외부 침입에 대단히 취약할 것으로 예상되기 때문에 새로운 전략이 필요함.

4) 국가별 소형원자로 PR/PP성 평가

가) 아르헨티나 : CAREM

- CAREM은 아르헨티나의 국립원자력에너지 위원회에서 개발, 설계 건설하려고 하는 소형원자로이며 PWR 형임. CAREM의 안전조치 이행을 위해 모든 핵물질의 처리를 원격감시 할 수 있도록 핵연료 재장전이 원자로 홀에서 이루어지도록 설계되었음. 핵물질 계량과 감시를 원활하게 하기 위해 핵물질의 입출구를 하나만 두도록 설계하였으며 원자로운영중에는 사용후 연료 저장고를 봉인하게 되어있음. CAREM 원자로는 연료장입공간, 신연료 저장공간, 원자로 압력용기 및 사용후 연료저장고 등 4개의 공간으로 나누어져 있고 사용후 연료저장고는 안전조치 이행과 비용저감을 위해 두 개의 물질수지 구역으로 구성되어 있음. CAREM원자로는 핵물질의 추출이나 살포, 심각한 방사선적 영향을 동반한 사고를 방지하기 위한 탐지, 지연, 대응의 모든 수단을 미리 설계하여 반영하고 있음.

나) 브라질 : FBNR

- FBNR은 원자로 운전정지시 하나의 입구/출구만이 있는 연료챔버에 모든 핵연료봉이 위치해 있어 핵확산저항성 및 물리적방호성 측면에서 유리함. 연료챔버를 봉인하고 이 문만 감시하게 되면 지속적인 연료의 감시가 가능함. 연료가 U235-Th 인 것도 무기급 핵물질을 분리하기 어려워 전용을 어렵게 함. 특히 토륨연료에서 방출되는 TI208은 무기급 핵물질의 분리를 어렵게 하기 때문에 핵확산저항성을 높임.

다) 중국 : HTR-PM

- HTR-PM 프로젝트는 2002년 시작되어 250 MW 두기가 건설중. HTR-PM 원자로 는 페블베드 핵연료, 흑연 감속재에 기존 원전에 사용되는 증기발생기를 사용함. 모든 핵연료는 원자로 수명기간동안 부지내 사용후 연료 저장조에 저장이 가능함. HTR-PM 원자로는 연소도가 높고 일정하여 플루토늄 추출이 어려워 핵확산저항성이 높음.

라) 인도 : AHWR300-LEU

- AHWR300-LEU 원자로는 저농축우라늄과 토륨을 혼합한 핵연료를 사용하고 사용 후 연료에 남아있는 우라늄이 약 8%정도의 농축도를 가지며 딸 핵종이 고에너지 감마 방사선을 방출하는 U232를 200 PPM 정도 포함하기 때문에 핵확산저항성이 높음. 또한 사용후 연료내의 Pu238 분율이 높아 무기급 핵연료로의 변환을 어렵게 하는 요소로 작용함.

마) 일본

- 일본은 핵확산저항성이 높은 소형원자로를 설계하기 위해 기존 경수로 원자로의 운영경험을 충분히 활용하고 있음. 소형원자로의 핵확산저항성과 물리적방호성을 높이기 위해 5% 이상의 우라늄에 독물질로 Er를 첨가한 연료제조를 생각하고 있음. 새로운 핵연료로 피복관내에 금속기지에 금속분말을 분사시킨 연료로 시험하고 있음. 이러한 연료는 산화물연료에 비해 같은 농축도의 우라늄을 사용했을 때 연료 교체 주기가 길어짐.

5) 핵비확산성 및 물리적방호성 평가방법론

가) INPRO 방법론

- 미래 원자력 시설 개발을 지원할 목적으로 IAEA가 2000년부터 착수한 국제공동 연구 프로젝트로 핵확산 저항성 및 물리적방호를 포함하여 미래 원자력시설을 설계할 때 고려해야 할 7가지 영역을 선정하고 기본원칙을 정의한 뒤 지침을 개발함.
- INPRO 평가방법론은 크게 기본원칙(Basic Principle: BP), 사용자요구조건(User Requirement: UR), 지표(Indicator), 평가계수(parameter) 및 허용한계로 구성된 계층구조로 되어 있으며 체크리스트 형태의 지침을 IAEA 내부문서로 발간하였음.
- INPRO의 평가방법은 계층 구조로 이루어져 있음. 최상위 단계에 기본 원칙 (Basic Principle: BP)이 있으며, 하위에 사용자 요구조건(User Requirement: UR), 그 아래에 지표(Indicator: IN)와 허용한계(Acceptance Limit: AL)로 구성된 기준(Criteria: CR)이 있음. 최상위 단계인 기본 원칙(BP)은 차세대 원자력 시스템을 이루기 위한 일반적인 목표를 설명한 것이며 차세대 원자로 개발에 대한 전반적인 지침을 제공함. 사용자 요구조건(UR)은 주어진 차세대 원자로 시스템에서 사용자의 승인을 만족시키는 조건을 말함. 사용자 요구조건(UR)은 기본원칙(BP)을 달성하기 위한 방법으로 정의됨. INPRO에서 말하는 사용자는 INPRO 방법론을 사용하여 차세대 원자로 시스템을 평가하려고 하는 사람들이나 원자력 기술에 관심이 있는 사람들, 원자력과 관련된 이익 집단을 말함. 구체적인 예시로 INPRO에서 정의하고 있는 사용자는 원자력 산업 투자자, 기술 개발자, 설계자, 전력공급자, 정부 관련 의사 결정자, 대중이나 산업계와 같은 에너지 소비자, 대중매체, 국제기구 등 넓은

범위를 포괄함. 마지막으로 기준(CR)은 INPRO 평가자가 주어진 차세대 원자력 시스템이 사용자 요구조건을 얼마나 잘 만족시키고 있는지를 판단하도록 해줌.

- INPRO 기준(CR)은 지표(IN)와 허용한계(AL)로 이루어져 있는데, 지표(IN)는 단일 매개변수이거나 통합 변수, 또는 상태 서술에 근거함. 지표(IN)는 수치적 (numerical) 지표, 논리적(logical) 지표 두 가지로 구분됨. 수치적 지표는 차세대 원자로 시스템에서 측정되거나 계산된 수치들로 구성되어 있음. 예를 들면, 확률론적 안전 검사(PSA)로부터 얻어진 격납용기로부터 방사능 핵종 방출 확률이나 중대 사고 발생 시 유지되는 안전장치의 수 등이 있음. 논리적 지표는 주로 의문문의 형태를 가지고 있음. 몇몇 지표들은 평가매개변수(Evaluation Parameter: EP)를 사용함. 평가매개변수는 INPRO 평가자에게 지표가 허용한계를 만족시키는지 아닌지를 판단하는 것을 돕기 위해 도입되었음. 특별한 경우 평가매개변수가 자체의 허용한계를 가지고 있는 경우도 있으며 이런 경우의 평가매개변수를 부지표(sub-indicator)라고 부름.
- 허용한계는 INPRO 평가자가 pass/fail, good/bad, better/poorer과 같은 허용 판단을 가능하게 하는 지표의 정성적 또는 정량적인 목표 값을 말함. 두 종류의 지표가 있는 것과 마찬가지로 두 종류의 수치적(정량적 목표치) 허용한계, 논리적(정성적 목표치) 허용한계가 있음. 일반적으로 논리적 허용한계는 지표에서 제시된 물음에 대해 긍정적 혹은 부정적인 답변인 '예, 아니오' 형식을 가지고 있음. 차세대 원자로에 대한 정의는 시간이 지나면서 달라지기 때문에, 허용한계 또한 시간에 따라서 변할 것으로 예상됨.

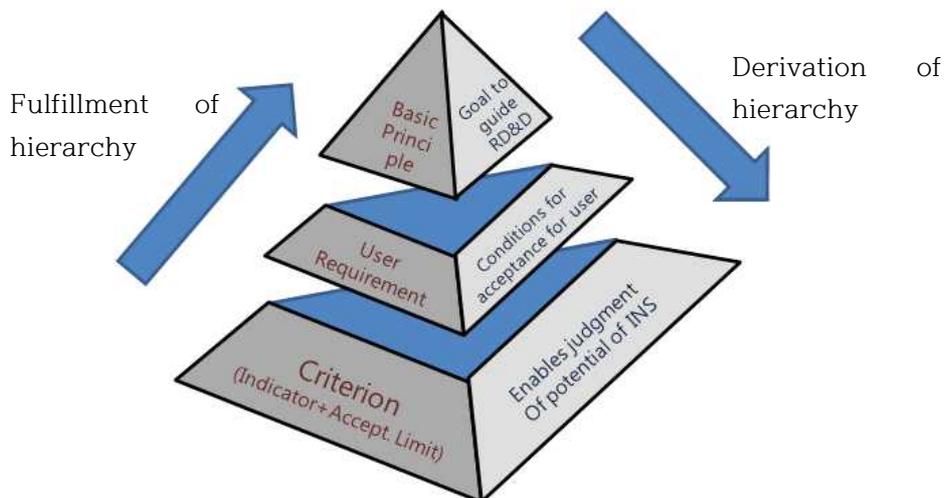


그림 5-1.3 INPRO 평가 절차 개요도

나) GIF 평가방법론

- GIF(Generation IV International Forum: GIF)는 제4세대 원자로 개발을 목표로 미국이 주도하여 진행 중인 프로젝트로 핵확산 저항성 및 물리적방호 시스템 평가 방법론 개발을 위해 PR/PP 워킹그룹을 결성하여 연구를 수행하였음.
- GIF PR/PP 그룹에서는 핵확산저항성 평가지표로 6가지, 물리적방호성 지표로 3가지를 도출하고 이에 따라 미래 원자력시설의 핵확산 저항성 및 물리적방호 시스템을 평가하는 방안을 개발하였음.
- 핵확산저항성 인자로는 기술적 어려움(TD), 핵확산에 소요되는 비용(PC), 핵확산에 소요되는 시간(PT), 핵분열성물질 종류(MT), 탐지확률(DP), 탐지리소스 효율성(DE) 등 6가지 인자로 평가함. 물리적방호성은 침입자 성공 확률(PS), 물리적방호에 필요한 자원(PPR), 결과(C) 등 3가지 인자가 사용되었음.

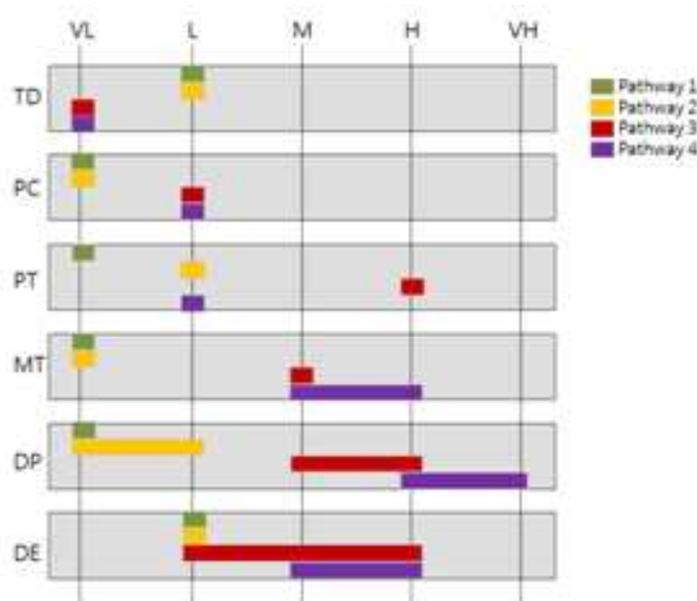


그림 5-1.4 GeV-IV 평가 사례

다) COMPPRE 방법론(KINAC 개발)

- KINAC은 2015년 지금까지 개발된 방법론을 정리하여 원자력시설의 PR/PP성을 평가할 수 있는 새로운 방법론을 개발하였음. COMPPRE 방법론은 기존에 개발된 모든 방법론의 평가인자를 분석하여 핵확산저항성 인자로 법·국제조약, 핵물질 특성인자, 안전조치성 평가인자 등 3가지를, 물리적방호성 평가를 위해서는 법·제도

적 인자, 핵물질 계량관리, 인적자원 인자, 물리적방호 시스템 취약성 평가 인자 등 4가지 평가인자를 도출하였음.

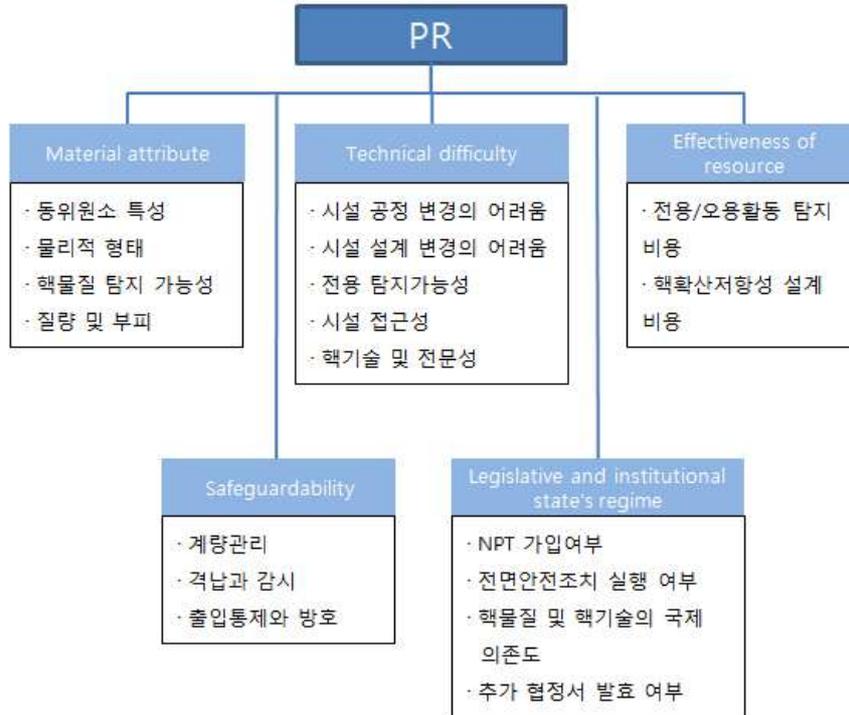


그림 5-1.5 COMPPRE 핵확산저항성 평가인자

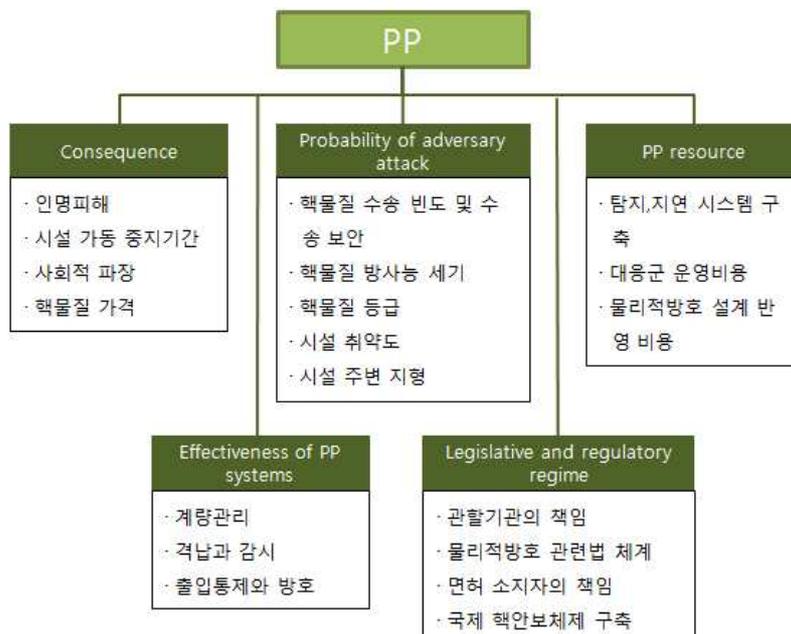


그림 5-1.6 COMPPRE 물리적방호성 평가인자

5-2 소형원자로의 세계적 인허가 심사 현황

가. 세계 신형모듈원자로(AMR)의 인허가 현황

1) 세계 소형모듈원자로(SMR) 및 신형원자로(AR) 인허가 현황

- 최근 소형 모듈원자로(SMR) 또는 신형 모듈원자로(AMR)라는 신형원자로가 원자력 선진국을 중심으로 다양한 목적으로 개발되고 있음. 이 중 일부는 개발이 어느 정도 완결되어 2020년대 말 또는 2030년대 초반 상용화를 목표로 규제기관의 인허가를 진행 중에 있음.
- 대부분의 신형원자로는 기존 경수 혹은 중수를 사용한 노심냉각방식과 다른 가스나 액체금속 혹은 용융염 냉각 방식(Non-LWR 설계)을 사용하고, 안전기능의 피동계통 채택, 일체형 배열의 원자로 및 모듈 제작, 등 기존과 설계, 건설, 운영 측면에서 매우 다른 설계 특성을 보이고 있음.
- 본 기술보고서는 선진 규제기관에서 수행 중인 신형원자로의 인허가 현황을 정리, 제시해 보고, 그들의 향후 인허가를 대비한 규제요건 개발방향을 논의, 기술해보고자 함.

가) 미국의 소형모듈원자로 및 신형원자로 인허가 현황

- 미국 NRC에서는 현재 다양한 설계의 신규 원자로(New Reactors)가 인허가 절차를 밟고 있음. 인허가 및 규제대상이 되는 원자력 시설은 그 동안의 규제관행과 경험을 바탕으로 다음 세 가지 유형으로 원자로를 구분하고 있음. 생산 용량 관점에서 대형원자로와 소형원자로, 그리고 그 동안 규제경험이 풍부한 경수로(Light Water Reactors, LWRs)와 새로운 규제기술을 필요로 하는 비경수로(non-LWRs)로 구분하고 있음.
 - ① 대형 경수로(Large Light Water Reactors, LWRs)
 - ② 소형 모듈원자로(Small Modular Reactors with LWR designs)
 - ③ 신형 원자로(Advanced Reactors with non-LWR designs)
- 본 기술보고서에서는 규제 인프라와 인허가 경험 측면에서 경수로-기반 소형모듈원자로(SMRs with LWR designs)라는 용어와 비경수로-기반 신형원자로(ARs with non-LWR designs) 혹은 비경수로(non-LWRs)라는 용어를 사용하고자 함.

따라서 비경수로-기반 소형 모듈원자로(SMRs with non-LWR designs)는 신형원자로 혹은 비경수로 범주에 포함될 수 있음. 이러한 용어의 구분은 일차적으로 NRC에서 사용하는 용어라는 점과 향후 규제요건 개발에서 일관성을 유지하기 위해서임.

(1) 소형모듈원자로(SMRs with LWR designs) 인허가 현황

- 미국 NRC에서 LWR 설계에 기반하고, 용량이 300MWe 이하인 소형 모듈원자로(SMRs)에 대한 인허가는 초기 단계에 있음. 인허가 단계는 크게 원자로 설계에 대한 설계인증(Design Certification, DC), 부지허가(Early Site Permit, ESP), 건설허가(Construction Permit), 운영허가(Operating License)로 나눌 수 있음. 그리고 인허가 신청 이전에 개념설계에 대한 사전 안전성 평가(Pre-Application Review, PAR)를 수행하는 절차가 있음.
- 일반적으로 PAR은 인허가 절차가 아니므로 개발자와 규제기관의 별도 협약에 의해 추진되며, 향후 수행될 인허가의 효율성, 효과성을 위해 사전에 새로운 원자로 설계개념에 대한 규제 현안들을 도출하고 해결하는 과정임.
- 현재 NRC에서 인허가 심사가 진행 중인 원자로 설계는 표 5-2.1과 같음. 이중에 정식 인허가인 설계인증을 신청, 심사 중인 것은 NuScale Power의 NuScale 원자로 설계이며, Tennessee Valley의 Clinch River Nuclear Site에 NuScale을 건설하기 위한 조기부지허가임.
- 현재 심사가 마무리 단계에 있으며, NuScale 원자로 설계의 DC 인허가는 기술적인 측면에서 거의 종료된 상태임. 2020년에는 건설허가 신청이 가능한 수준인 것으로 알려져 있음.

표 5-2.1 USNRC에서 인허가 심사가 진행 중인 소형모듈원자로(SMRs with LWR designs)

Designs	Application Types	Applicants
NuScale(PWR)	Design Certification	NuScale Power, LLC
BWXT mPower™ (ESBWR)	Pre-Application	BWXT mPower, Inc.
SMR-160(PWR)	Pre-Application	SMR Inventec, LLC, Holtec International Company
Clinch River Nuclear Site	Early Site Permit	Tennessee Valley Authority (TVA)

- 전체적인 심사 현황을 요약해 보면, 경수로-기반 SMR의 개념설계에 대한 안전성

평가는 기존 LWR 설계기준 및 규제지침을 참조해 수행하고 있으며, 설계 특이성에 따라 현재의 규정 및 기준과 차이가 나는 설계 및 운영에 대해서 규제현안으로 도출하고, 관리하면서, 그 해결 방안을 모색해 나가고 있다고 말할 수 있음.

(2) 신형원자로(ARs with non-LWR designs) 인허가 현황

- 신형원자로(ARs) 설계는 지난 2000년대 초반부터 연구개발이 활발히 추진된 Gen-IV형 원자로 설계가 많으며, 최근에 소형 모듈 신기술을 채택하고 있는 소형 혹은 초소형 원자로(Micro-Reactors) 설계들임. 미국의 신형원자로 개발은 원자력 에너지의 안정적 확보와 향후 원자력 기술의 글로벌 리더가 되겠다는 뚜렷한 목표를 가지고 있음.
- 최근 사전 안전성 평가를 위해 설계개념 자료들을 NRC에 제출 혹은 제출을 논의 중인 비경수로 설계(Non-LWR designs)들은 표 5-2.2와 같음. 대부분이 인허가 신청 단계 이전인 사전안전성평가 단계이며, 이러한 PAR 신청은 최근 증가하고 있는 추세에 있음.
- 신형원자로 설계 특징은 비경수로에 기반하고 신기술을 접목하고 있어 현재의 규제 절차나 지침을 적용하는데 상당한 한계가 있다는 점임. 이에 대해 NRC는 개발 부인 에너지부(DOE)와 협력하여 새로운 규제 전략을 수립하고 이행해 나가고 있음.

표 5-2.2 USNRC에서 사전안전성평가(PAR)가 진행 중인 신형원자로(ARs)

Applicants	Advanced Reactors Pre-application information	Regulatory Interaction	Technology
General Atomics	Energy Multiplier Module (EM ²)	2020	Helium-Cooled Fast Reactor
Oklo Inc.	OKLO	2016 Oct.	Compact Fast Reactor
X-Energy LLC	XE-100	2018 Jan.	Modular High-Temp Gas-Cooled Reactor
Kairos Power LLC	KP-FHR (Kairos Power Fluoride Salt-Cooled, High Temp. Reactor)	2018 Mar.	Molten Salt Reactor
Terrestrial Energy USA Ltd	IMSR (Integral Molten Salt Reactor)	2019 Jan.	Molten Salt Reactor
TerraPower, LLC	MCFR (Molten Chloride Fast Reactor)	2017 Jun.	Molten Salt Reactor
Westinghouse Electric Company	eVinci™	2019 Jun.	Micro Reactor

- 전체적인 심사 현황을 요약해 보면, 비경수로-기반 소형원자로의 안전성 평가는 기존 경수로-기반 인허가 요건을 적용하는데 상당한 한계가 있음을 인식하고, Gen-IV 원자로 개발 시에 논의되었던 규제 현안들과 최근의 다양한 국내외 규제 경험들을 참조하여, 개발자-규제자 공동으로 향후 인허가를 위한 새로운 규제체제와 규제지침을 개발해 나가고 있다고 말할 수 있음.

나) 캐나다의 소형모듈원자로(SMR) 인허가 현황

- 캐나다 규제기관 CNSC는 다양한 SMR 설계에 대한 안전성 검토를 적극적으로 추진하고 있음. 이는 자국 내에서 SMR 수요가 상당히 존재한다는 사전 조사를 바탕으로 한 것으로, 특히 북부 오지의 자원 개발에 SMR이 매우 유용한 수단이 될 수 있다고 판단하고 있음. 이에 따라 다양한 설계 개념들에 대한 인허가전-설계평가(Pre-licensing Vendor Design Review, VDR)가 진행되고 있음.
- CNSC VDR은 미국의 사전안전성평가(PAR) 제도와 유사하게 법적 인허가 신청에 의해 시작되는 것이 아니라, 개발자-규제기관 별도 협약에 의해 시행됨. 설계개발단계에서 개념설계에 대한 규제기관의 사전 안전성을 검토 받을 수 있어 개발자에게는 유용한 제도로 인식되고 있음. 따라서 CNSC는 사업자에게 친숙한 VDR 절차를 개발하기 위해 많은 노력을 기울이고 있음.
- VDR은 일차적으로 현존하는 설계 기준에 근거해 평가하고(Phase 1), 향후 인허가에서 문제가 예상되는 현안들을 도출해(Phase 2), 개발자에게 후속조치를 취하도록(Phase 3) 하는 절차를 밟고 있음. Phase 1 심사는 12~18개월, Phase 2 심사는 24개월 정도 걸림. 궁극적으로 USNRC와 마찬가지로 향후 예상되는 소형원자로의 인허가 효율성, 효과성을 높일 수 있는 제도로 이해되고 있음.
- 캐나다 CNSC는 SMR에 대해 소형이며, 새로운 안전 설계를 채택하고, 공장에서 기기를 모듈 제작하여 현장으로 운송, 공급하는 원자로 설계로서 폭 넓은 개념으로 사용하고 있음. 미국에서 사용하는 경수로-기반 SMR, 비경수로-기반 소형원자로를 모두 포괄하는 개념임.
- 현재, CNSC에서 VDR이 논의되고 있거나, 진행 혹은 단계별로 완료된 SMR 설계들은 표 5-2.3과 같음. 수백 메가의 소형 원자로뿐만 아니라 수십 메가 혹은 수 메가 초소형 원자로들도 다양하게 VRD이 진행되고 있음을 볼 수 있음. 캐나다 VDR이 진행되고 있는 SMR은 혁신적인 기술을 채택하고 있다는 특징과 함께, 미국에서 안전성 검토가 진행 중인 설계들과 많이 중복되고 있다는 것을 볼 수 있음. 이는 SMR 개발이 어느 정도 진행되어 건설 및 운영을 위한 규제기관의 인허가 심사

가 본격적으로 진행되기 시작하였고, 이를 통해 글로벌 SMR 시장을 선점하기 위한 경쟁이 시작되고 있음을 시사함.

- SMR의 글로벌 시장 선점은 국가적 원자력 정책에 기반하고 있어, 사업자뿐만 아니라 규제기관에게도 새로운 미션이 주어지고 있는 상황임. 규제기관과 개발자가 신형원자로 설계에 대한 안전성 검토를 공동으로 대처할 필요성이 제기되었고, 이는 국경을 넘어서 국가 간 협력체제로 나타나고 있음. 한 예로서, 최근 2019년 8월, 캐나다 CNSC와 미국 NRC는 양국에서 심사가 진행 중인 신형원전 NuScale과 IMSR(Integral Molten Salt Reactor)의 규제에 관한 협력협정(Memorandum of Cooperation, MOC)을 맺어 공동보조를 맞추고 있음.

표 5-2.3 캐나다 CNSC에서 VDR이 진행 혹은 논의 중인 SMRs

Vendors	Names of Design & Cooling Type	Electrical Capacity(MW e)	Application received (Phase status)
Terrestrial Energy Inc.	IMSR-400 (Integral molten salt reactor)	200	Phase 1 Apr. 2016 Phase 2 Dec. 2018
Ultra Safe Nuclear Corporation (GFP)	MMR-5 and 10 (Micro modular reactor) High-temperature gas-cooled	5~10	Phase 1 Dec. 2016 Phase 2 pending
LeadCold Nuclear Inc.	SEALER (Small, Economic and Agile Lead-cooled Reactors) Molten Lead	3	Jan. 2017 (Phase 1 holding)
Advanced Reactor Concepts Ltd.	ARC-100 with Metallic Fuel Liquid Sodium-cooled	100	Sep. 2017 (Phase 1)
Moltex Energy	SSR (Stable Salt Reactor), Molten Salt	300	Dec. 2017 (Phase 1, 2)
SMR, LLC. (A Holtec International Company)	SMR-160 Pressurized Light Water	160	July 2018 (Phase 1)
NuScale Power, LLC	NuScale integral PWR	60	2019 scheduled (Phase 2)
StarCore Nuclear	StarCore Module High-temperature gas-cooled	10	Oct. 2016 (Phase 1, 2)
URENCO	U-Battery High-temperature gas-cooled	4	Phase 1 Feb. 2017 Jul. 2019 completed
Westinghouse Electric Company, LLC	eVinci Micro Reactor Solid core and heat pipes	~25	Feb. 2018 (Phase 2)
GE-Hitachi Nuclear Energy	BWRX-300 boiling water reactor	300	Mar. 2019 (Phase 2)

- 전체적인 심사 현황을 요약해 보면, SMR 설계개념에 대한 캐나다의 사전안전성평가(VDR)는 일차적으로 기존 원자력 시설에 적용되는 규제 요건 및 경험을 참조하여 진행되고 있으며, 심사를 통해 추가적으로 개발이 요구되는 규제 절차나 지침을 도출하여 신속하게 규제요건을 개선하는 전략을 취하고 있음. 일부 SMR 규제요건이 개발되었으며, 이를 통해 SMR 개발자의 인허가 지원이 매우 체계적으로 진행

되고 있다고 말할 수 있음. 캐나다의 규제요건들은 원칙적 수준의 규정들이 많고, 기술 중립적 특성을 가지고 있어 개선하는데 용이성을 가지고 있음.

다) 영국의 신형모듈원자로(AMR) 인허가 현황

- 영국은 대형 상업용 원전 기술을 회복하고 미래 SMR 신기술의 역량을 세계적 수준으로 끌어올리기 위해 늦었지만 연구개발에 많은 투자를 시작하고 있음. 2018년 8월, UK 에너지산업부(BEIS)는 AMR F&D(Advanced Modular Reactors Feasibility and Development) 프로젝트를 시작하여 글로벌 개발자들에게 자국에서 AMR을 개발, 건설하도록 재정지원을 하고 있음. AMR F&D 프로젝트는 Phase 1의 타당성 연구와 Phase 2의 개발 설계의 선정으로 진행되고 있으며, Phase 1 일환으로 정부지원이 시작된 8개 AMR 설계들은 표 5-2.4에 정리하였음.

표 5-2.4 UK 에너지산업부에서 지원중인 8개 신형모듈원자로(AMRs)

Awardees	Names of Design & Cooling Type	Electrical Capacity(MW e)	Remark
Ultra Safe Nuclear Corporation	MMR (Micro modular reactor) with Fully Ceramic Micro-encapsulated fuel High-temperature gas-cooled	5~10	C ^a VDR
LeadCold Nuclear Inc. Blykalla Reaktorer Stockholm AB	SEALER (Small, Economic and Agile Lead-cooled Reactors) 12% enrichment of U-235	~40	C ^a VDR
Advanced Reactor Concepts LLC	ARC-100 with Metallic Fuel Sodium Cooled Fast Reactor	100	C ^a VDR
Moltex Energy Limited.	SSR (Stable Salt Reactor) Molten Salts of uranium or plutonium	(300)	Ca VDR
U-Battery Developments Ltd.	U-Battery with TRISO fuel high temperature He-N gas-cooled	4	Ca VDR
Westinghouse Electric Company UK	LFR (Lead-cooled Fast Reactor) technology U-Pu oxide fuel, pool type	400	
DBD Limited	AMR Design with Pebble bed fuel High Temperature Gas Cooled Reactors	(250)	
Tokamak Energy Ltd	Advanced Modular Fusion spherical tokamaks (ST) and high temperature superconductors (HTS)	100s MW range	

- UK 규제기관, ONR은 정부의 AMR 개발 정책에 따라 산업체의 신형모듈원자로 개발 프로그램(AMR F&D)을 지원하고, 자체 규제역량을 제고하기 위해 4년-규제 프로그램(2017~2020)을 운영하고 있음. 영국 규제기관에서는 소형 모듈원자로 (SMRs), 신형원자로(ARs)라는 용어보다는 이를 모두 포괄하는 신형모듈원자로 (Advanced Modular Reactors, AMRs)라는 용어를 사용하고 있으며, 최근 신형원

자력기술(Advanced Nuclear Technology)을 사용한 AMR 설계에 대한 일반설계 평가(Generic Design Assessment, GDA) 절차를 개발하여 현대화하고 있음.

- 표 5-2.4를 보면, 영국 정부가 지원하고 있는 AMR들이 상당부분 캐나다에서 VDR이 진행 중인 SMR 설계들과 겹치고 있다는 것을 볼 수 있음. 이는 앞서 언급하였듯이, SMR 개발자들이 미래 글로벌 시장을 선점하기 위해 각국의 정부 지원을 받아, 즉 재정적 측면과 인허가 측면의 지원을 받아 그 나라에 적합한 SMR을 개발, 건설하기 위한 전략을 취하고 있음을 알 수 있음. 일반적으로 설계 개념이 유사하더라도 원자로의 건설, 운영은 국가별로 다른 규제 환경을 가지고 있기 때문에 상당한 인허가 자원을 투입해야 함. 영국의 SMR 개발 현황을 보면 전 세계적으로 SMR의 경쟁 시대가 도래하고 있음을 말해 줌.

2) 세계 소형원자로(SMR) 및 신형원자로(AR)의 규제요건 개발방향

가) 미국의 인허가 규제요건 개발현황

(1) 신형원자로의 인허가 규제요건 개발현황

- USNRC는 미국 내 민간 개발자의 비경수로 기반 신형원자로 설계에 대한 사전안전성검토(PAR) 요청이 증가함에 따라, 이를 심사하기 위한 새로운 규제요건 개발 방향을 수립하고 이행해 나가고 있음. 최상위 개발방향으로 2016년 12월, NRC 비전 및 전략, “NRC Vision and Strategy: Safely Achieving Effective and Efficient Non-LWR Mission Readiness”,이라는 미래 규제정책 방향을 수립, 공포하였음. 이는 향후 예상되는 신형원자로의 인허가를 효율적이고 효과적으로 대비하고자 하는 목표를 가지고 있으며, 개발자들이 이를 참조하여 규제의 예측성을 높일 수 있을 것이라 기대하고 있음.
- 새로운 NRC 비전 및 전략은 10년 장기 프로그램(2016~2025년)이며, 일차적으로 개발자가 신청한 SMR 개념설계평가(Conceptual design assessment)를 적기에 효과적으로 수행하고, 이후 요구되는 단계적 규제심사절차(Staged regulatory review process)를 개발, 대비하는데 목적이 있다. 궁극적으로 신형원자로에 대한 종합적인 인허가 절차 및 규제지침을 개발하여 사업자의 인허가 활동을 지원하는데 있음.
- 이 프로그램은 기존 경수로-기반의 규제 기술과 체제를 보완하는 것을 뛰어넘어, 혁신적인 신기술을 채택하고 있는 비경수로-기반의 신규 원자로에 대한 인허가 체

제를 새로이 구축한다는 의미를 가지고 있음. 오랜 기간에 걸쳐 수립된 이 비전 및 전략은 매우 광범위하고 복잡하며 미국 규제 환경을 고려한 종합적인 프로젝트로서, 규제기관과 사업자가 준비해야 할 태스크들을 방대하지만 체계적으로 제시하고 있음.

- 다음은 규제자와 개발자, 그리고 이해 당사자가 함께 준비해야 할 규제측면과 기술측면의 대비로서(Technical and Regulatory Readiness) 핵심 6개 전략분야를 보여 주고 있음. 현재 NRC는 전략 분야별 구체적 방안을 마련하고 이행, 관리해 나가고 있음.

전략 1. 규제자 역량개발 및 지식관리(Staff development and knowledge management)

전략 2. 원자로 해석코드의 개발(Analytical tools)

전략 3. 규제 체제의 변경(Regulatory framework)

전략 4. 산업기술기준의 적용(Consensus codes and standards)

전략 5. 정책현안의 해결(Resolution of policy issues)

전략 6. 개발자-규제자 소통강화(Communications)

- 2017년 7월, NRC는 비전 및 전략을 달성하기 위한 구체적인 이행계획으로 단기(~5년), 중기(5~10년), 장기(10년~)의 이행조치계획(Implementation Action Plans, IAPs)을 개발, 제시하였음.

- 현재, NRC는 신형원자로 프로그램 현황(Advanced Reactor Program Status)이라는 제목으로 2개의 이행조치계획 문서(SECYs)를 2018년과 2019년에 발간하였으며, 향후 지속적으로 현황을 제시할 예정임. 이를 통해 이해관계자의 의견을 반영하고, 현안들을 도출, 관리하며, 궁극적으로 신형원자로의 인허가 전략 목표를 달성하여, 미국이 세계 최고 수준의 신형원자로 기술력(Global Leader)을 보유하고, 유지한다는 정책적 의지를 보이고 있음.

(2) 신형원자로의 인허가 규제요건 개발방향

- USNRC 비전 및 전략의 6개 분야 중에서, 신형원자로 개발자들이 가장 많은 관심을 보이고 있는 분야는 ‘전략 3. 규제 체제의 변경(Regulatory framework)’임. 미국내 개발자-규제자 간에 공동협력이 가장 활발하게 진행되고 있는 분야이기도 함.
- 신형원자로에 대한 규제체제는 기존 LWR-기반 규제체제, 비경수로에 대한 다양한 규제경험을 참조해 개발방향을 수립하고 있지만, 신형원자로의 설계, 건설, 운영에

서 새로운 개념들을 채택하고 있어 개발자 및 사업자의 의견을 청취, 규제에 반영하는 것이 무엇보다도 중요함. 새롭게 수립된 신형원자로 규제 절차 및 지침들은 향후 신형원자로 인허가 취득에 결정적인 역할을 할 것이므로, 현재 개발자와 규제기관의 공동협력은 매우 활발히 진행되고 있음.

- 신형원자로에 대한 NRC 규제체계의 변경, 혹은 개발 전략은 신형원자로 개발자에게 조기에 개발방향에 대한 이해와 신뢰를 제공해 줄 수 있어야 하고, 규제자에게 현재 규제의 제한성을 해소하여 미래 지향적인 규제를 수행할 수 있도록 해야 함.
- 이러한 전략적 목표를 달성하기 위한 NRC의 핵심 활동들을 정리해 보면, 다음 3가지 범주로 나눌 수 있다. 신형원자로의 인허가 절차 개선, 기술기준의 수립방향, 일반설계기준 등 신형원자로의 안전성을 확인, 확보한다는 측면에서 가장 중요한 주제들이라 말할 수 있다. 이에 대해 아래에서 좀 더 자세하게 논의하고자 함.
 - ① 유연한 인허가절차(Flexible Licensing Processes)를 위한 지침 개발
 - ② 인허가 현대화 프로젝트(Licensing Modernization Project, LMP) 추진
 - ③ 신형원자로 기술에 적용 가능한 일반설계기준(General Design Criteria, GDC) 개발

(가) 유연한 인허가절차(Flexible Licensing Processes)를 위한 지침 개발

- USNRC는 신형원자로 심사 및 인허가 절차를 유연성 있게 개발하고자 함. 여기서 유연하다는 것은 Non-LWR 설계개발 과정에서 개발자-규제자 접촉을 확대하여 현안을 도출, 관리하는 절차를 현재 규제체제 하에서 좀 더 다양하게 선택할 수 있도록 한다는 의미임.
- NRC의 인허가 절차는 공식 인허가 신청서의 심사(Formal application review)와 인허가 신청 전 자료에 대한 심사(Pre-application review)로 나눌 수 있으며, 신형원자로 개발단계부터 사업자 개발 프로그램을 지원하기 위해, R&D 일정을 고려한 인허가 심사가 가능하도록 개발자-규제자 접촉을 강화하고 있음.
- 이의 일환으로 2017년 12월, NRC는 비경수로에 대한 규제심사 로드맵, “A Regulatory Review Roadmap for Non-LWRs”을 개발, 제시하였음. 아래 그림은 설계개발 수준에 따라 인허가 단계에서 규제기관과 공식, 비공식 접촉이 가능한 개념도를 보여 주고 있음.

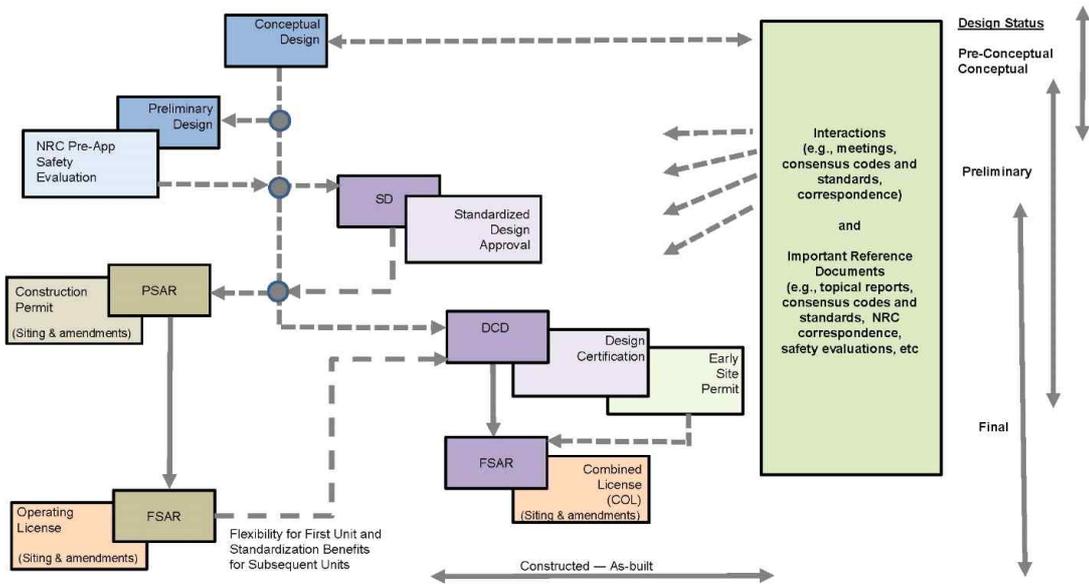


그림 5-2.1 NRC 인허가 절차와 개발자와 접촉 개념도 (Regulatory review roadmap)

- 인허가 신청전 사전 접촉을 통해 논의가 가능한 주제로는 개발 기술의 TRL(Technology readiness level) 평가, PIRT 평가, 시험현황, 규제현안 등 다양하며, 이를 활용해 개발자는 R&D 일정이나 개발계획을 조정해 나갈 수 있을 것임. NRC는 과거 Non-LWR 설계에 대한 사전안전성평가 절차를 경험한 바 있음. 1989년, Modular HTGR(High-Temperature Gas-Cooled Reactor), 1991년, SAFR(Sodium Advanced Fast Reactor) Liquid-Metal Reactor, 1994년, PRISM(Power Reactor Innovative Small Module) Liquid-Metal Reactor에 대한 사전안전성 평가를 수행하였으며 관련 안전성 평가보고서를 발간하였음. 이러한 경험을 통해, NRC는 사전 안전성 평가에서 상대적으로 적은 자료가 제출되고, 많은 접촉이 필요하다는 것을 잘 인식하고 있음.
- 로드맵은 또한 설계의 고유한 특성을 가지는 Non-LWR 설계 개발자가 개발 프로세스에 영향을 주는 설계과정, R&D, 참조문서, 재정투자 등에 대해 규제협의계획 (Regulatory engagement plan)을 마련하여 NRC에 제출하고 논의할 수 있도록 지침을 제시하고 있음. 사전안전성평가 단계뿐만 아니라 공식적인 인허가 단계에서도 연구결과와 개념설계, 예비설계, 최종설계 심사에 대해 다양한 옵션을 선택하여 NRC와 접촉, 사전 논의가 충분히 가능하도록 제시하고 있음.
- 또한 로드맵은 새로운 설계를 채택한 신형원자로의 성능시험 및 원형로의 필요성 (Testing Needs and Prototype Plants)에 대한 규제입장을 제시하고 있음. 개발

자들이 조기에 규제입장을 이해하기 위한 조치임. 궁극적으로 NRC는 이러한 규제 심사 로드맵을 통해, 비경수로 설계와 관련한 개발자-규제자 논의를 사전 준비할 수 있고, 비경수로 설계 개발자에게 명확한 규제방향을 제시할 수 있으며, 사업자에게 개발단계에서 충분한 규제지원이 이루어 질 수 있을 것으로 기대하고 있음.

(나) 인허가 현대화 프로젝트(LMP)를 통한 TIRIPB 규제지침 개발

- 현재 NRC에서 심사가 진행 중인 신형원자로 설계는 다양한 신기술을 채택하여 안전성과 경제성을 제고시킨다는 특징을 가지고 있음. NRC의 인허가 현대화 프로젝트는 이러한 비경수로 설계에 대한 규제 대비 방안임. 여기서 현대화라는 의미는 기존 경수로 중심의 규제체제에서 이러한 신기술을 채택한 비경수로의 규제체제로 업그레이드한다는 의미를 담고 있음. 예로서 설계 특성을 반영해 심사 자료를 최적화한다든가, 심사 일정을 축소시킨다든가, 심사기준을 변경하는 등의 조치들이 가능할 수 있음.
- 다양한 신기술을 채택한 신형원자로의 설계, 제작, 건설, 운영 방식에 있어서 기존과 상당히 달라질 것으로 예상함. 이와 관련하여 NRC는 신형원자로의 인허가 예측성을 높이기 위해 기존 리스크정보(Risk-informed) 및 성능기반(Performance-based)의 규제지침을 보완하는 작업을 수행하고 있음. 그 핵심은 기존 RIPB 규제체제에서 기술특성을 포함시키는(Technology-inclusive) 새로운 규제 지침을 개발, 제시하는 것임. 2019년 4월, NRC는 신형원자로의 인허가 신청서와 인허가 기준이 되는 TIRIPB 방법론에 관한 규제지침(안)으로서, DG-1353, Guidance for a Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-Based (TIRIPB) Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-LWRs,를 개발, 공표하였음.
- TIRIPB 규제는 새로운 것은 아니라, 기존 선별적으로 활용해오던 RIPB 규제체제를 신형원자로에 확대, 적용하고자 하는 것임. TIRIPB 규제 지침에서 가장 중요하게 논의하고 있는 주제는 안전성 확보의 기본 개념이 되는 아래 3가지 사항임. 이들은 개발자들이 인허가 신청 시에 신청서류에 포함해야할 기본 정보로서, 높은 수준의 안전성을 확보하기 위해 필수적으로 요구되는 사항들임. 신형원자로의 안전 설계, 안전 운영, 그리고 사고 대응과 관련한 안전 전략에 핵심이 되는 현안들로서 TIRIPB 방법론을 어떻게 효과적으로 개발, 적용할 것인지 개발자-규제자 사이에 활발한 논의가 진행 중에 있음.

① 인허가기준사건(Licensing basis events, LBEs)의 선정 및 평가

- ② 구조물/계통/기기(SSCs)의 안전등급 분류 및 위험도 정보 특별 처리
 - ③ 심층방어(Defense in depth) 설계의 적절성 평가
- 그러나, 인허가기준사건의 선정, SSCs의 안전등급분류, 심층방어 전략은 설계마다 다를 수가 있고, 그 분석 방법 및 기준이 차이가 날 수 있어, 현재 4개의 대표적인 신형원자로 설계에 대한 LMP Demo 프로젝트가 진행 중에 있음. 이를 통해 사업자, 규제기관은 인허가신청 서류의 범위와 깊이를 신형원자로 안전성 확보에 적합한 수준으로 개발될 것으로 보고 있음. 아래 4개 신형원자로는 2018년 8월부터 Demo 프로젝트가 진행 중인 신형원자로 설계들임.
- ① Westinghouse eVinci™ Micro Reactor(MR) (Aug. 2019)
 - ② PRISM Sodium Fast Reactor (Dec. 2018)
 - ③ OKLO's DG-1353 Pilot (Sep. 2018)
 - ④ High Temperature, Gas-Cooled Pebble Bed Reactor (Aug. 2018)
- 예로서, 웨스팅하우스 eVinci™ 마이크로 원자로의 LMP Demo 프로젝트는 LMP 규제지침(DG-1353 later)을 마이크로 원자로 기술에 적용해 봄으로서 규제지침의 적절성을 평가해보고, 향후 사업자가 신청서류를 용이하게 작성할 수 있도록 개선 방안을 도출하고자 진행되고 있음. 여기서 다루는 주제는 앞서 논의한 3개가 핵심이며, DOE 지원을 받아 사업자 중심으로 과제가 진행되고 있음. 이와 관련한 보고서는 2019년 8월, Southern Company White Paper, “Modernization of Technical Requirements for Licensing of Advanced Non-LWRs, Westinghouse eVinci™ Micro-Reactor LMP Demonstration”으로 개발, 발간되었음.
- 웨스팅하우스 eVinci™ 마이크로 원자로의 LMP Demo에서 핵심적으로 다루어지고 있는 규제 방향은 DG-1353 TIRIBP 방법론의 적용임. 이를 위해서 우선적으로 기존의 PRA 방법론을 신형원자로에 적용할 수 있도록 개선하는 것이 필요함. 이러한 과제는 2019년 8월, 국립연구소 INL에 의해, “Modernization of Technical Requirements for Licensing of Advanced Non-LWRs, PRA Approach”라는 제목으로 개발, 제시되었음.
- 아래 그림은 eVinci™ 마이크로 원자로에 적용할 인허가기준사건(LBEs)의 선정 및 평가 절차를 보여주고 있음. 새로운 원자로 설계의 설계기준사고(DBAs)를 포함한 인허가기준사건을 도출, 선정, 평가하는 절차임. LMP 지침에서는 각 원자로 안전설계와 기술특이성을 반영해 이를 결정하도록 하고 있으며, 이에 따라 웨스팅하우스 MR 개발팀과 LMP Demo 팀은 공동으로 설계자료 검토 및 LMP 절차의 적

절성을 검토하고 있음. 여기서 검토된 설계 자료들은 계통설계, 개념설계의 PRA, 예비 FMEA(Failure Modes and Effects Analysis), 사건의 빈도-결말 평가 목표값(Frequency-Consequence Evaluation Criteria) 등임. 현재, 규제기관과 개발자의 적극적인 참여와 노력으로 LMP 절차에 대한 적용성 검토가 착실히 진행 중에 있음.

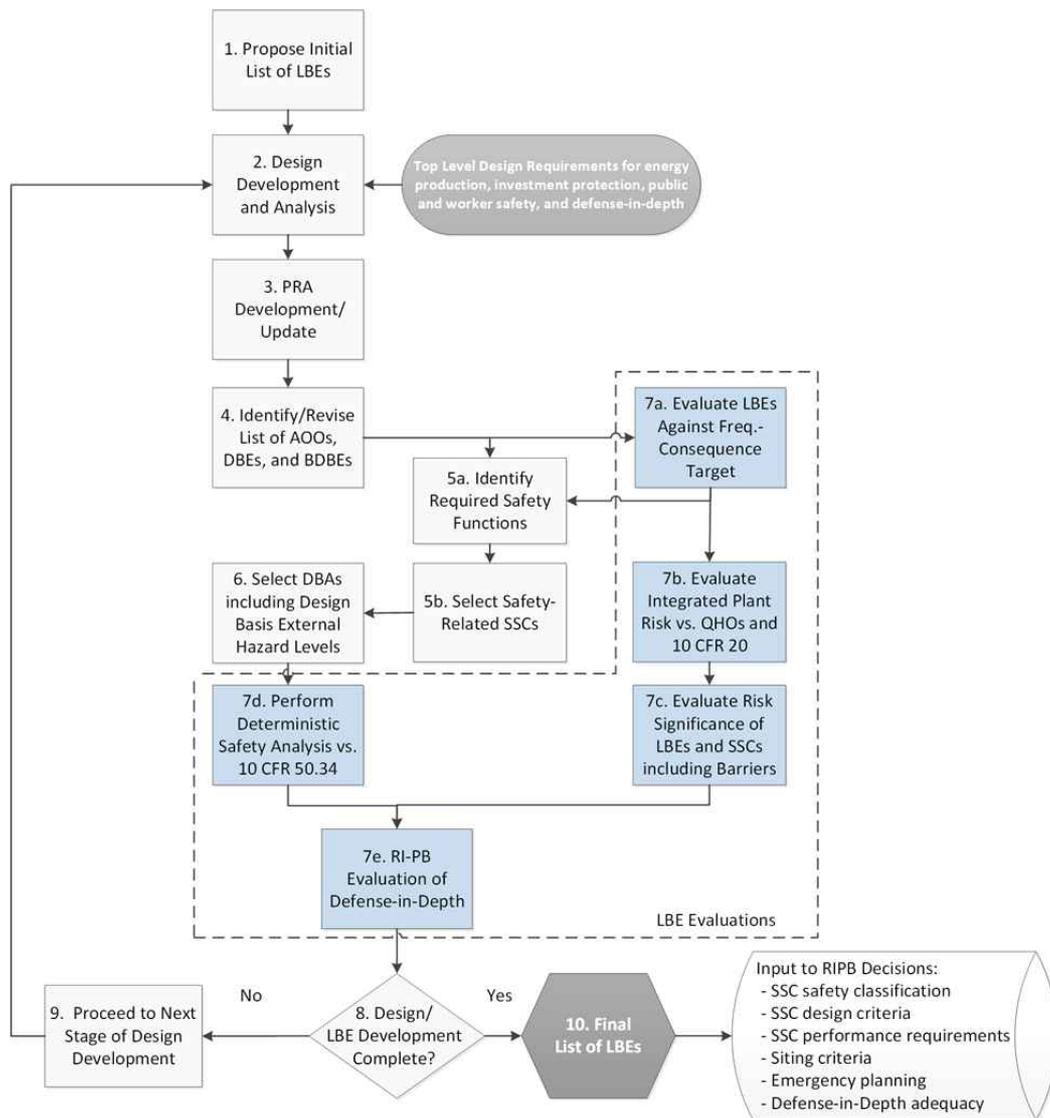


그림 5-2.2 웨스팅하우스 eVinci™ MR의 인허가기준사건 선정 및 평가 절차(LMP 지침)

- 그림을 보면, 초기 LBEs 목록을 작성하고(단계 1), 설계분석 및 PRA 개발을 통해 (TI), AOOs, DBEs, BDBEs 목록을 보완하고(단계 4), 안전기능 및 안전관련 SSCs의 선정을 통해, DBAs를 선정한함(단계 6). 사건 발생빈도-결말 목표값(F-C targets)에 따른 LBEs 평가(단계 7a), LBEs 리스크 중요도 평가와 결정론적 안전

해석 결과를 함께 고려해(7d), RI-PB DID 평가를 거쳐(단계 7e), 설계 및 LBE 개발을 완료하고(단계 8), 최종 LBEs 목록을 개발함(단계 10). 그리고 이를 기준으로 SSCs의 안전등급분류 및 설계기준, 성능요건, 부지기준, 비상계획, 심층방어 전략의 적절성 평가 등에 활용하게 됨.

- 현재 이러한 절차에 따라 웨스팅하우스 eVinci™ MR뿐만 아니라 다른 대표원자로(PRISM SFR, OKLO, HTGC PBR)에 대한 인허가기준사건(LBEs)들을 선정, 평가하고 있는 중에 있음. 그리고 그 결과가 나오면 개발자-규제기관의 협의를 거쳐 LMP 지침을 보완, 개정하게 될 것임.

(다) 신형원자로 기술에 적용 가능한 일반설계기준(General Design Criteria, GDC) 개발

- USNRC는 신형원자로 기술, Non-LWR 설계의 인허가를 위한 가장 필수적인 요소, 즉 일반설계기준(General Design Criteria, GDC)을 개발하기 위해 DOE와 공동으로 계획을 수립하고, 이행해 나가고 있음. 현재 10CFR50 Appendix A 일반설계기준은 기존 LWR 설계를 기반으로 하고 있어 Non-LWR 설계에 적용하기 위해서는 설계 기술을 참조해 개선, 개정이 이루어져야 함.
- 일반설계기준(GDC)의 개발은 오랜 기간 설계개발과 규제경험을 바탕으로 개선되어 왔던 것으로, 새로운 기술이 규제에 반영될 때, 그 기본적인 구조와 개념은 유지하고, 필요한 부분만 첨가 혹은 삭제하는 방향으로 발전해 왔음. 따라서 새로운 설계의 신형원자로가 개발되는 경우에도, 개발자는 일차적으로 신설계에 대한 일반설계기준의 적용성을 평가하고 변경부분을 개발해 NRC에 제시하고 검토하는 과정을 거치게 됨. 이때, 설계 개발자에 의해 제안된 기준을 원칙설계기준(Principal Design Criteria, PDC)이라하며, 규제기관의 검토를 거쳐 승인되면, 일반적인 설계기준으로 활용할 수 있게 됨.
- USNRC는 2018년 4월, 비경수로 설계에 대한 원칙설계기준(PDC) 개발 규제지침으로 RG 1.232, “Guidance for Developing Principal Design Criteria(PDC) for Non-LWRs”를 개발, 제시하였음. 현재, 이를 참조해 Gen-IV Non-LWR 설계들에 공통적으로 적용할 수 있는 신형원자로의 설계기준(Advanced Reactor Design Criteria, ARDC)과 설계 고유한 2개 원자로의 설계기준(SFR과 MHTGR의 DC)을 개발, 제시하고 있음. 표 5는 기존 LWR GDC를 기반으로 새로 개발된 신형원자로 설계기준인 ARDC와 기술 특이성을 반영하여 개발된 SFR-DC, MHTGR-DC를 비교한 일부 사례를 보여 줌. 새로운 계통 설계의 채택으로 GDC 항목의 제목과 내용이 바뀌고, 새롭게 추가되는 항목을 볼 수 있음. 따라서 RG 1.232는 다른 신형

원자로 설계 개발자의 원칙설계기준(PDC)을 개발하는데 지침이 될 수 있으며, 상기 Non-LWR DC 개발 경험을 참조해 개발단계에서 신형원자로의 설계기준 개발이 가능하다고 말할 수 있음.

표 5-2.5 LWR 일반설계기준(GDC)과 ARDC, SFR-DC, MHTGR-DC의 비교 사례

Criterion	GDC for LWR	ARDC	SFR-DC	MHTGR-DC
IV. Fluid Systems (Heat Transport Systems for MHTGRs)				
30	Quality of reactor coolant pressure boundary	Quality of reactor coolant boundary(Modified for ARDC)	Quality of primary coolant boundary(Modified for SFR-DC)	Quality of reactor helium pressure boundary(Modified for MHTGR-DC)
31	Fracture prevention of reactor coolant pressure boundary	Fracture prevention of reactor coolant boundary(Modified for ARDC)	Fracture prevention of primary coolant boundary(Modified for SFR-DC)	Fracture prevention of reactor helium pressure boundary(Modified for MHTGR-DC)
32	Inspection of reactor coolant pressure boundary	Inspection of reactor coolant boundary(Modified for ARDC)	Inspection of primary coolant boundary(Modified for SFR-DC)	Inspection of reactor helium pressure boundary(Modified for MHTGR-DC)
33	Reactor coolant makeup	Reactor coolant inventory maintenance(Modified for ARDC)	Primary coolant inventory maintenance(Modified for SFR-DC)	NA to MHTGR
34	Residual heat removal	Modified for ARDC	Modified for SFR-DC	Modified for MHTGR-DC
35	Emergency core cooling	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
36	Inspection of emergency core cooling system	Modified for ARDC	Same as ARDC	Inspection of passive residual heat removal system(Modified for MHTGR-DC)
37	Testing of emergency core cooling system	Modified for ARDC	Same as ARDC	Testing of passive residual heat removal system(Modified for MHTGR-DC)
38	Containment heat removal	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
39	Inspection of containment heat removal system	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
40	Testing of containment heat removal system	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
41	Containment atmosphere cleanup	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
42	Inspection of containment atmosphere cleanup systems	Same as GDC	Same as GDC	NA to MHTGR
43	Testing of containment atmosphere cleanup systems	Modified for ARDC	Same as ARDC	NA to MHTGR
44	Cooling water	Structural and equipment cooling(Modified for ARDC)	Same as ARDC	Structural and equipment cooling(Modified for MHTGR-DC)
45	Inspection of cooling water system	Inspection of structural and equipment cooling systems(Modified for ARDC)	Same as ARDC	Same as ARDC
46	Testing of cooling water system	Testing of structural and equipment cooling systems(Modified for ARDC)	Same as ARDC	Same as ARDC

Criterion	GDC for LWR	ARDC	SFR-DC	MHTGR-DC
VII. Additional Technology-Specific Design Criteria				
70	NA	NA	Intermediate coolant system	Reactor vessel and reactor system structural design basis
71			Primary coolant and cover gas purity control	Reactor building design basis
72			Sodium heating systems	Provisions for periodic reactor building inspection
73			Sodium leakage detection and reaction prevention and mitigation	NA
74			Sodium/water reaction prevention/ mitigation.	
75			Quality of the intermediate coolant boundary.	
76			Fracture prevention of the intermediate coolant boundary	
77			Inspection of the intermediate coolant boundary.	
78			Primary coolant system interfaces.	
79			Cover gas inventory maintenance.	

나) 캐나다의 인허가 규제요건 개발방향

- CNSC는 2016년 SMR 규제를 위한 전략, 방안 및 고려사항에 관한 문서(Discussion Paper, DIS-16-14)를 개발하여, 개발자에게 제시하였음. 이는 캐나다에 건설, 운영하게 될 SMR의 인허가 절차를 용이하고 신속하게 처리하기 위한 조치였음. 2019년 8월에는 그 동안 개발자와 논의한 사항과 다양한 사전안전성 심사 경험(VRD)을 바탕으로 SMR 인허가 신청자를 위한 인허가 신청 지침서, REGDOC-1.1.5, “Supplemental Information for Small Modular Reactor Proponents”를 발간, 제시하였음. 이 규제지침서에는 다음과 같은 3가지 중요한 내용을 담고 있음.

- ① SMR 인허가 신청서의 구체적인 지침
- ② 인허가 기준으로 차등규제의 활용(Graded approach) 및 대안방안 (Risk-informed regulation)의 사용에 관한 지침
- ③ 인허가전-설계평가인 VDR의 역할에 관한 사항

(1) SMR 인허가 신청에 관한 지침

- 기존 대형원전 인허가 신청서(Safety and Control Areas, SCA)를 기반으로 소형 원전(Small water cooled)과 신형원전(Non-water cooled)에 대한 신청서 범위, 분야, 항목 등 구체적 요건을 제시하고 있음. 소형 및 초소형 원자로, 전력 생산용 이외의 다양한 목적의 원자로, 다수기 운영, 신설계 관련 정보 등에 관한 인허가 신청 내용을 포함하고 있음.

(2) SMR 인허가 기준(Basis)

- 기존 규정적, 결정론적 규제에 추가하여 규제 의사결정에서 리스크에 부합하는 차등규제(Graded approach)를 활용하는 방법을 제시하고 있음. 또한, 규제요건을 만족시키기 위한 대안방안(Alternative approach)에 대해 리스크 정보 규제 (Risk-informed licensing)를 활용하는 방법을 제시하고 있음.

(3) SMR 인허가 신청전 검토(Pre-licensing review)

- 인허가 신청전 사전 안전성 검토는 ① VDR(Vendor Design Review) 절차와 ② 리스크 정보 인허가에 대한 전략수립 절차, 두 가지가 있음. 이를 통해 개발자-규제자의 사전 접촉이 가능하고, SMR 인허가 신청서 개발이 가능하도록 하고 있음. 특히, 새롭고 혁신적인 원자로 기술에 대한 리스크 평가 및 전략 개발을 인허가 신청 전에 규제자와 협의할 수 있도록 리스크-정보 규제 방안을 자세히 제시하고 있음. 전반적으로 미국 NRC의 신형원자로 규제전략과 유사하게 진행되고 있음을 알 수 있음.

다) IAEA의 국제기준 개발방향

- IAEA에서도 SMR 기술기준을 개발하는데 많은 관심을 가지고 있음. IAEA에서 정의하고 있는 소형 모듈 원자로(SMR)는 전력 생산이 300 MWe 이하이고, 상업적 목적으로 설계되며, 추가적인 다수모듈 원자로의 설치가 허용되고, 새로운 기술로서 LWR 및 non-LWR 설계기술을 채택한 모든 신형원자로를 포함하고 있음.

- 2015년 3월~2017년 5월, IAEA는 회원국들 상호 SMR 규제 현황과 현안들에 대한 정보를 공유하고, 향후 IAEA 안전기준을 개발하기 위해, 2년-Pilot Project, 규제자 포럼(SMR Regulators' Forum)을 구성, 운영하였음. 2018년 1월에는 3개 SMR 주제에 대한 WG(Working Group) 활동과 최종 권고사항을 담은 IAEA 규제자 포럼 보고서를 발간, 배포하였음. 그러나 프로젝트의 결론이 전반적으로 SMR 개발이 초기 단계임을 고려해 향후 상세한 지침이나 기준의 개발이 필요하다는 일반적인 권고만을 제시하고 있어 당장의 국제기준 개발에는 한계를 보였음. 규제자 포럼에서 다루어진 3개 주제는 아래와 같음.

- ① 차등 규제(Graded Approach)의 적용
- ② 심층방어(Defense-in-Depth)의 설계 원칙
- ③ 유연한 비상계획구역(Emergency Planning Zones)의 수립

- IAEA 규제자 포럼을 통해 얻은 중요한 결과로는 아마도 추가적인 SMR 현안을 논의하기 위해 3개의 새로운 WG을 구성, 운영하였다는 점일 것임. 새롭게 구성된 3개의 주제는 미국, 캐나다, 영국 등에서 SMR 개발이 진행됨에 따라 개발자와 규제자들이 제기하고 있는 실질적인 규제 현안들임. 2017년부터 논의되기 시작한 3개의 주제는 아래와 같으며, 주로 비경수로 기반의 인허가 절차 및 안전현안들로서 2019년 12월에 이에 대한 중간보고서 3개를 발간, 배포하였음.

- ① 인허가 절차 현안(Licensing issues on Key Regulatory Interventions)
- ② 다수기/다수모듈 설계 및 안전해석(Multi-unit/Multi-module Design and Safety Analysis)
- ③ 제작, 건설, 시운전 및 운영(Manufacturing, Construction, Commissioning and Operation)

(1) 인허가 절차 현안(Licensing issues on Key Regulatory Interventions, KRIs)

- IAEA 인허가 현안 WG은 기존 인허가 절차, SSG-12, “Licensing Process for Nuclear Installations”를 기반으로, 신형 SMR 고유한 설계, 제작, 운영 특성 (Scalability, Modularity, Mobility, Compactness, Automation, 등)을 반영하는 SMR 인허가 절차와 관련 지침서 개발을 논의 중에 있음. 기존 주요 인허가 단계 (KRI)는 부지(Siting), 설계(Design), 건설(Construction), 시운전(Commissioning), 운영(Operation), 해체(Decommissioning)로 구분되고 있지만, 신형원자로 인허가 절차는 아래와 같이 많은 절차 및 규제자와 접촉에서 변경이 있을 것으로 예상하

고 있음.

- SMR의 전주기 수명에서 규제자와 접촉이 필요한 주요 단계(KRIs) : 단일 또는 다수 모듈이 설치되는 부지(Siting), 최초호기(FOAK) 및 이후호기(NOAK)의 설계(Design), 단일 혹은 다수모듈 건설(Construction), 공장 혹은 현장 기기/계통 제작(Manufacturing), 최초호기 혹은 이후 호기 소외 시운전(Offsite commissioning), 3S가 요구되는 핵연료 카트리리지 혹은 집합체 운송(Transportation), 개별 혹은 종합 시험(FPOT)을 수행하는 소내 시운전(Onsite commissioning), 다수모듈 혹은 다수호기 운전(Operation)과 최초호기(FOAK) 및 이후호기(NOAK)의 보수정비, 주기적안전성심사 등(Maintenance, PSR etc.), on/off 모듈의 현장 페로(Onsite decommissioning), 핵연료 제거, 제염, 분해, 교체 등 소외 페로(Offsite decommissioning) 등 새롭게 고려해야 할 인허가 단계들이 상당부분 존재함. 여기서 FOAK는 First-of-a-kind, NOAK는 Nth-of-a-kind, FPOT는 First Plant only Test, 3S는 fuel Safety, Security, Safeguard를 의미함. 전반적으로 신형 SMR의 안전기준 및 절차가 상당히 달라질 것임을 시사해 주고 있음.

(2) 다수호기/다수모듈 설계 및 안전해석(Multi-unit/Multi-module Design and Safety Analysis)

- 다수호기/다수모듈의 안전성 평가(Multi-module safety assessment)는 기존의 single 혹은 twin 원자로와 많이 다른 복잡한 방법론을 필요로 함. 모듈 간의 상호작용, 안전설비의 공유, 다수모듈의 고장, 모듈간의 독립성, 다수모듈의 운영 및 보수, 다수모듈의 비상대응, 등 다양한 주제들이 본 WG에서 논의되고 있음.
- 주로 논의되고 있는 기술적 현안들로는, 심층방어(Defence in depth, DiD) 모든 단계에서 다수기/다수모듈의 영향을 고려, 건설/운전/정비 중인 모든 모듈의 재해조건(Internal and external hazards)을 개별 모듈의 안전성 평가에서 고려, 초기사건으로(Selection of initiating events) 다른 모듈/공용설비의 고장으로 인한 영향(LOOP, missile attack 등)을 고려, 안전에 중요한 SSCs의 공유 제한이 원칙이나, 공유하는 경우(MCR, heat sink, fueling facility 등), 리스크 평가를 통한 별도 고려 방안, Whole-site PSA에 기반한 전체 부지 리스크(Whole-site risk) 평가, 다수모듈의 운영 전략(normal, AOO, DBA, EPR)에 대한 인적요소((Human factors)의 적절성, 다수모듈의 동시 혹은 연속 고장에 대한 비상대응(Emergency preparedness) 등이 있음.

(3) 제작, 건설, 시운전 및 운전(Manufacturing, Construction,

Commissioning and Operation)

- 소형 모듈원자로는 다양한 모듈화(Modularization) 설계를 채택하고 있음. 일체형 원자로 배열 및 밀집 설계(Integral and compactness), 모듈 제작 및 조립, 시험 및 검사, 수송(Transportability), 다수모듈의 설치, 국내 및 해외 기기 공급 품질 관리(QA) 등 기존과 다른 규제 기술 및 방법을 요구하고 있음.
- 본 WG에서는 건설, 운영과 관련한 현안들을 도출, 관리 및 해결하는 방안에 대해 논의가 진행 중에 있음. 예로서, 조밀한 일체형원자로 설계인 경우, 점검/보수를 위한 접근성이 문제가 될 수 있으며, 공장에서 제작, 밀봉이 되는 핵연료를 현장에서 이송하는 경우, 핵연료 운송 안전 및 보안이 중요해 질 수 있음. 기존에 운영경험이 없는 다수기/다수모듈의 연속 혹은 동시 시운전(Commissioning), 운영 및 보수(Operability and maintainability), 비상대응 절차(Emergency procedures) 등도 기존과 다른 규제기술 및 방법을 요구하게 될 것임. 이에 대한 현안 도출, 관리 및 해결 방안에 대해서도 다양하게 논의가 진행 중에 있음.
- 현재 IAEA 규제자 포럼에서 다양하게 논의되고 있는 SMR 현안을 요약해보면, 우선 각국에서 논의하고 있는 SMR 혹은 AR의 현안들을 폭넓게 다루고 있다고 점임. 아직, 세계적으로 SMR 개발 단계가 기술성숙도 측면에서 초기 단계이므로, 국제적 안전기준을 정립하는 데는 시기적으로 제한이 있다고 볼 수 있지만, 미국, 캐나다, 영국, 그리고 우리나라, 러시아, 중국 등 다양한 SMR 개발국의 의견들이 논의되고 있다는 측면에서 주의 깊게 관찰해 볼 필요가 있음. 앞으로, 각 국에서 개발자-규제자의 공동협력이 가속화되고, 조기 현안 도출 및 해결 방법을 모색해 나가면, 신 설계에 대한 정보의 변동성은 어느 정도 해결되고 국제 규범을 정립하는데 IAEA SMR 규제자 포럼은 의미 있는 역할을 할 것으로 봄.

3) 소형원전 인허가 심사 미래 전망

- 첫째, 2019년 말 기준으로, 원자력 선진국인 미국, 캐나다, 영국 그리고 IAEA의 소형모듈원자로(SMRs) 및 신형원자로(ARs)에 대한 규제 활동과 인허가 현황을 조사, 제시하였음. 현재 많은 비경수로 기반 신형원자로 설계가 규제기관의 사전 안전성 평가 단계(PAR, VDR 등)에 있으며, 일부 경수로 기반 SMR은 설계인증 등 공식적인 인허가 단계를 진행하고 있음을 알 수 있었음. 향후 더 많은 비경수로 기반 신형원자로 설계들이 각국 규제기관에 인허가 신청 전 안전성 평가를 추진하고, 이후 인허가 단계에 진입하게 할 것으로 전망함.
- 둘째, 다양한 목적으로 개발되고 있는 SMR 혹은 AR에 대해 규제 측면에서도, 향후 효과적이고, 효율적인 인허가를 위해 규제체제의 개선, 조기 현안 도출과 그 해결 방안을 모색해 나가고 있음. 이를 위해 개발자-규제자의 공동협력이 다양하게 진행되고 있으며, 전반적으로 신형원자로의 인허가 체제는 LWR 기반 규제방식에서 Non-LWR 기반 규제방식으로, 결정론적 안전성 분석방식에서 기술특이성을 반영한 확률론적 안전성분석(TIRIPB 방법론)의 활용 확대로, 그리고 단일호기 인허가에서 다수모듈/다수호기의 건설, 운영에 따른 복합적인 인허가 시나리오로 확대될 것으로 전망함.
- 셋째, 신형원자로는 새로운 개념의 혁신성과 높은 신뢰성으로 안전성과 경제성을 향상시킨 원자로 설계임. 일반적으로 규제문서의 개발은 다양하고 심층적인 규제연구를 통해 초안이 마련되고, 모든 이해당사자의 의견을 반영하여, 복잡한 법적 절차를 거쳐 최종안이 공포되는 장기적인 태스크임. 그럼에도 신형원자로의 세계적인 개발 추세는 효율적인 인허가 절차와 규제요건의 개발을 가속화시키고 있으며, 신형원자로 기술의 발전을 더욱 촉진시키고 있음. 이러한 신형원자로 개발 트렌드와 규제체제의 신속한 변경으로 2020년대 말 혹은 2030년대 초에는 인허가가 마무리되고 상용화되는 최초호기의 신형원자로가 출현될 것으로 전망함.

맺음말

새로운 밀레니엄 시대를 맞아 르네상스를 전망하던 원자력 산업이 후쿠시마 사고로 인해 다시 침체의 늪으로 빠졌으나 원전 선도국들은 소형원자로를 중심으로 새로운 돌파구를 모색하고 있는 것으로 보입니다. 이러한 경향성을 볼 때, 향후 원전 시장은 새로이 원전 도입을 하려는 후발 원전 진입국 중심의 시장과 기존 원전 보유 선도국 시장으로 나뉘질 가능성이 있습니다. 전력 수요 증가가 높고, 비교적 빠른 시간 내에 원전 도입이 필요한 신규 진입국 시장은 새로운 기술개발의 필요성이 작은 기존의 대용량 가압경수로를 중심으로 형성되고, 미국, 캐나다 등 원전 기술개발을 선도했던 국가들은 원자력의 다양한 이용과 전력 수요 변화에 탄력적으로 대응할 수 있는 소형원자로를 중심으로 하는 원전 시장이 나타나지 않을까 합니다.

우리나라는 대용량 가압경수로 기술은 세계적이고, 중소용량의 가압경수로 설계도 보유하고 있는 등 경수로 분야에서는 세계적인 경쟁력을 가지고 있습니다. 보유 기술을 바탕으로 경수로형 소형원자로의 경쟁력을 높여 소형원자로 시장에 대비해야 함은 물론, 본보고서에서 소개하고 있는 바와 같이 액체금속로, 가스냉각로, 용융염 원자로, Heat Pipe 원자로 등 세계적으로 개발되고 있는 소형원자로의 다양성에 주목하여, 비경수로형 소형원자로에 대한 기술 확보도 필요할 것으로 전망됩니다. 아울러 해외 원자력 선도국들의 소형원자로 개발 동향을 보면 소형원자로는 창의적인 아이디어와 상대적으로 작은 투자 위험 등으로 원자력 전문 벤처 기업들이 상당수 주도하고 있습니다. 이러한 상황을 볼 때 소형원자로 기술개발 추진은 제4차 산업혁명이 지향하는 기술적 산업적 요소를 갖추고 있다고 할 것입니다.

본보고서는 다양한 소형원자로의 특성과 개발현황을 소개하고자 하는 목적으로 만들었으며, 여러 형태와 목적의 소형원자로가 지금 이 시각에도 세계적으로 개발되고 있습니다. 소형원자로 기술개발은 세계가 원자력 에너지의 이용을 지속적으로 추구하고 있다는 징표입니다. 에너지의 Trilemma인 경제성, 안정성, 환경성을 모두 만족하는 에너지원은 아직 없습니다. 현재의 3대 에너지 기술인 가스발전, 재생에너지, 원자력에 대해 각자의 약점을 보완하고 강점을 더 강화할 수 있는 기술경쟁이 더욱 본격화될 것으로 봅니다. 이러한 세계적인 경향에 뒤처지지 않도록 원자력 에너지의 평화적 이용을 위한 기술개발은 어떠한 상황에서도 멈추지 말아야 할 것입니다.