

NSTAR-24N
S23-537

નુકાર સાફ્ટીલોજી એન્યૂક્લિક રેપોર્ટ (Nuclear Safety Technology Analysis Report)

2024년 원자력안전연구사업 안전기술보고서(N-STAR)

- 공개(○), 비공개(), 비공개 사유()
 - 보고서 유형 : 규제화를 위한 실증 및 검증
 - 신규(○), 재평가()

NSTAR-24NS23-537

NuScale DSRS의 국내 적용성 평가 및 국내 심사지침 개정 방안

Evaluation of NuScale DSRS Applicability in Korea and Suggestion to KINS SRG

주관연구기관 / 비즈(주)

원자력안전위원회
SMR규제연구추진단

제 출 문

원자력안전위원회 위원장 귀하

본 보고서를 “NuScale 원자로에 대한 특정심사지침 분석 및 SMR 안전규제 국제조화를 위한 규제기반 구축”(2024.05.01.~2026.12.31.) 과제의 1단계 1차년도 안전기술보고서로 제출합니다

2024.10.25.

주저자	비즈(주)	박윤원
공저자	비즈(주)	김영목
	비즈(주)	김형진
	비즈(주)	오성현
	비즈(주)	이경희
	비즈(주)	정일석

위 저자들은 본 안전기술보고서의 공개 및 활용에 동의합니다

기술분류	1. 원자력안전규제기술 - 1-2. 원전 설계·건설·해체 안전규제기술 - 1-2-5. 미래형 원자로 안전규제기술 - 1-2-5-1. 미래형원전 인허가체계 및 요건 개발기술		
보고서유형	<input type="checkbox"/> 1. 국내외 동향분석 <input type="checkbox"/> 2. 방법론/장비 등 비교검토 및 개발 <input checked="" type="checkbox"/> 3. 규제화를 위한 실증 및 검증		
주요 키워드	국문	NuScale, 특정심사지침, FSAR, FSER, 국내 적용성, i-SMR	
	영문	NuScale, DSRS, FSAR, FSER, Domestic Applicability Evaluation, i-SMR	
연계 및 검토 보고서 및 논문	안전기술보고서명	NuScale DSRS 개발과정, 개정사항 및 관련 NRC 규제입장	
	논문명		

요약문

1. 제목

- NuScale DSRS의 국내 적용성 평가 및 국내 심사지침 개정 방안

2. 배경 및 목적

- 대형 경수로 원전과는 다른 설계개념을 적용한 i-SMR의 표준설계인가 신청이 2026년 초로 예상됨에 따라, 적시에 i-SMR 심사 수행이 가능하도록 안전심사지침 개발이 필요함
- 이에 따라 i-SMR과 유사한 미국의 NuScale의 주요 현안에 대한 특정심사지침 (DSRS)의 인허가 적용 사례를 살펴보고, 여기서 드러난 규제입장의 국내 적용성 평가를 통해, 국내 안전심사지침 개발을 지원하고자 함

3. 범위 및 내용

- 주요 현안에 대한 FSAR에 제시된 NuScale의 해결방안 및 FSER에 나타난 NRC의 인허가 심사 내용 및 규제 입장 조사
- 조사된 심사 내용 및 규제 입장의 국내 적용성 평가 및 국내 심사지침 개정 시사점 분석

4. 결론 및 시사점

- 국내와 미국의 인허가 제도 차이, i-SMR과 NuScale 원자로의 설계 차이 등 NuScale 사례의 국내 직접 적용이 불가능한 경우도 발생할 것이나, 많은 규제 입장은 유사하게 적용하거나 참조하여 적용할 수 있을 것으로 판단됨
- NuScale 사례를 적극 활용하여 적기에 i-SMR에 적용할 국내 안전심사지침을 개발 할 필요가 있으며, 설계자와 적극적인 소통을 통해 안전심사지침에 i-SMR의 특성이 반영되어야 함

Summary

1. Title

- Evaluation of NuScale DSRS Applicability in Korea and Suggestion to KINS SRG

2. Background and Objective

- As the standard design certification application for i-SMR, which applies a different design concept from that of large LWRs, is expected in early 2026, the timeliness of developing SRG for conducting i-SMR review is critical.
- Accordingly, the study aims to review the DSRS application cases in licensing process related to the key issues for NuScale, of which design is similar with the i-SMR. Through an evaluation of the applicability of the regulatory positions identified in these cases to the domestic context, the goal is to support the development of SRG for i-SMR in Korea.

3. Scope and Contents

- Investigation of the licensing review content and the NRC's regulatory position as presented in the NuScale FSAR and FSER for key issues.
- The applicability evaluation of the review content and regulatory position in Korea, along with an implication analysis for revising domestic review guidelines.

4. Conclusions and Implications

- Differences in licensing systems between Korea and the U.S., and design differences between the i-SMR and the NuScale reactor may limit the direct application of NuScale cases, but many regulatory positions are expected to be applied similarly or used as valuable references.
- It is essential to actively utilize the NuScale case to develop domestic SRG for i-SMR in a timely manner and actively communicate with designers to ensure that the unique characteristics of the i-SMR are adequately reflected in the SRG.

목 차

0. 요약문	
1. 서 론	01
1.1 배경 및 필요성	01
1.2 목적	01
1.3 범위	02
1.4 내용 구성	02
2. NuScale DSRS 활용 규제사례	03
2.1 NuScale DSRS 활용 규제사례의 개요	03
2.2 원자로, 원자로냉각계통 및 보조계통 분야	03
2.3 공학적안전계통 분야	05
2.4 계측제어 및 전력계통 분야	06
2.5 방사성폐기물 및 방사선방호 분야	07
2.6 과도 및 사고해석 분야	08
2.7 기타 분야	09
3. DSRS 및 NRC 규제입장 국내 적용성 평가	10
3.1 원자로, 원자로냉각계통 및 보조계통 분야	10
3.2 공학적안전계통 분야	11
3.3 계측제어 및 전력계통 분야	11

3.4 방사성폐기물 및 방사선방호 분야	13
3.5 과도 및 사고해석 분야	13
3.6 기타 분야	13
4. 결론 및 시사점	14
기호 및 약어 설명	16
참고문헌(References)	18
부록 A. 주요 현안에 대한 적용 사례	19

1. 서 론

1.1 배경 및 필요성

- 현재 국내에서 개발 중인 혁신형 소형모듈원자로(i-SMR)는 일체형원자로모듈 구성, 피동형 안전계통 채택, 비안전등급 전력계통 적용 등 기존 대형 경수로형 원전과는 다른 설계개념을 적용하고 있음
- 따라서 현재 국내 대형 경수로 중심의 『경수로형 원전 안전심사지침』을 i-SMR의 인허가 과정에 적용하기에는 한계가 있음
- 특히, i-SMR의 표준설계인가 신청이 2026년 초로 예상됨에 따라, 원활한 i-SMR 심사 수행을 위해 안전심사지침 개발의 적시 개발이 필요함
- 이에 따라 i-SMR과 유사한 미국의 NuScale 사례는 국내 i-SMR 인허가를 위한 안전심사지침 개발에 있어 중요한 참조 사례가 되고 있음
- 따라서 본 과제의 선행 보고서, “NuScale DSRS 개발과정, 개정사항 및 관련 NRC 규제입장 조사 분석” [1](이하 “보고서 1”)에서는 NuScale 특정심사지침(DSRS)의 주요내용 및 관련 규제입장을 조사·분석하였음
- 이에, 주요 DSRS 관련 현안에 대한 설계자의 대응방안과 NRC의 인허가 방안 및 규제입장 조사, 그리고 인허가 방안 및 규제입장의 국내 적용성 검토가 필요함

1.2 목적

- i-SMR과 유사한 설계 특성을 갖는 NuScale 원자로에 대한 DSRS 주요현안에 대한 대응방안과 이에 대한 NRC의 만족 여부 평가 방법 및 규제입장을 조사·분석하고, 이에 대한 국내 적용성을 검토하여 국내 안전심사지침 개정을 지원하고자 함
 - i-SMR 안전심사지침 개정 및 적용을 위한 근거자료를 마련
 - 『(1-1-V1) 국내 경수형 SMR 인허가를 위한 규제체계 및 절차개선(안) 개발』 및 『(1-1-V2) 경수형 SMR 소형/모듈화 설계특성 관련 규제기술개발』 검증과제 지원

1.3 범위

- NuScale DSRS의 실제 적용 사례인 NuScale FSAR[2]의 해당부분과 이에 상응하는 NRC의 인허가 관점 및 규제입장 조사분석(FSER[3])
- 실제 적용 사례에서 조사된 심사 내용 및 규제 입장의 국내 적용성 평가 및 국내 심사지침 개정 시사점 분석

1.4 내용 구성

- 보고서 1에서는 SRP(2007)와 NuScale 최종 DSRS에 제시된 장·절별 규제요건과 허용기준 중심으로 차이점을 상세 분석하였다면, 본 보고서에서는 각 장·절별로 중요한 DSRS 요건에 대해 NuScale이 어떻게 대응하였는지 해당 FSAR을 조사·분석하고 이에 대해 NRC가 어떻게 평가하였는지 FSER을 조사·분석하였음
 - 참고: [N-STAR #1-별책부록-1] NuScale DSRS (2016) 개정 유형 상세 분석 표
- 본 보고서는 다음과 같이 구성하였음
 - 제1장은 배경과 필요성, 목적, 범위 및 내용 구성을 기술하였음
 - 제2장은 NuScale SRP-DSRS 차이점 중 주요 현안을 도출하여, 이와 관련한 FSAR 와 FSER에 기술된 설계자의 주요 현안 대응방안, NRC의 인허가 심사 내용 및 규제 입장을 조사·분석하여 요약 기술하였음
 - * 일부 주요 현안의 FSAR와 FSER 기술 내용 사례는 부록 A에 제시함
 - 제3장은 2장에서 도출된 주요 현안에 대한 대응방안, 인허가 심사 내용 및 규제 입장을 중심으로 국내 적용성을 분석하여 기술하였음
 - 제4장은 결론 및 시사점을 제시하였음
 - 본 보고서에서 사용된 약어 및 용어는 “기호 및 약어 설명”에 별도 제시하였음

2. NuScale DSRS 활용 규제사례

2.1 NuScale DSRS 활용 규제사례의 개요

- 보고서 1[1]에서 도출된 SRP와 DSRS의 차이점에 대해 전체 내용을 다루는 것은 너무 방대하므로 이 중에서 중요하다고 판단된 사항을 선정하여 해당 부분에 대한 FSAR과 FSER을 조사·분석함
- 선정된 핵심적인 현안에 대해 FSAR와 FSER에 언급된 내용을 부록 A에 수록하였으며, 수록된 현안을 중심으로 주요 현안에 대한 설계자 NuScale의 대응방안 및 규제자 NRC의 검증 방법, 인허가 근거 및 규제입장을 조사·분석하여 본문에 기술하였다.

2.2 원자로, 원자로냉각계통 및 보조계통 분야

- 강재 격납용기
 - NuScale은 격납건물을 수중에 설치하는 강재 격납용기로 설계함
 - * ASME BPVC Sec. III NB 1등급 압력용기 설계기준과 NE 과압보호 조건, 그리고 관련된 ASME 설계, 제작, 시험 및 검사 표준을 적용함
 - * 수중 설치되는 격납용기의 특성 상 환경피로를 감안하여 설계함
 - NRC는 격납용기 ASME 설계 보고서 외에 격납용기의 지진 및 압력 견전성을 확인하기 위해 신청자가 제출한 다음 특정기술주제보고서를 검토하고 승인하였음
 - * TR-0916-51502-P, 개정판 2(2019.3), “NuScale Power Module 내진해석”[4]
 - * TR-0917-56119, 개정판 1(2019.3), “CNV 극한 압력 견전성”[5]
 - NRC는 FSAR 표 3.8.2-2 및 3.8.2-3의 하중조합을 검토한 결과, 허용기준을 만족하므로 강재 격납용기 설계 결과를 승인함
 - * 모든 응력과 하중이 ASME BPVC Sec. III에 따라 정의함
 - * 구조적 허용 기준이 DSRS 허용 기준 3.8.2.II.5 준수함
- 가연성 기체제어
 - 격납용기는 10 CFR 50.44 “가연성 기체 제어” 규제요건을 만족하여야 하나, 특정주제기술보고서를 제출하여 규제 면제 신청을 하였음

- * TR-0716-50424-P, 개정 1(2019), “가연성 기체 제어”[6] 제출함
- * 격납용기의 가연성 기체 제어 능력을 확인하기 위해 ASME BPVC 1등급의 고강도 강재 격납용기로 설계함
- * 정상운전 중에는 내부를 진공으로 유지하여 중대사고 시 발생하는 수소 가스와 반응하는 산소의 양을 제한함
- NRC는 TR-0716-50424-P의 3.3.4.4절을 검토하고 다음과 같은 확인을 통해 NuScale의 규제면제 요청을 승인함
 - * CNV 쉘 반사폭발 사건으로 인한 하중은 ASME 등급 C 사용한계 이내
 - * 연소 폭발 전환(DDT)으로 인한 하중은 ASME 등급 D 사용한계 이내
 - * 심각한 사고의 DDT사건에서 CNV 원주방향 막변형률은 1.5% 변형률 한계 아래로 유지
- 노심 열수력 설계
 - NuScale 노심 냉각재는 자연순환으로 노심 및 필수 부품의 열을 냉각함
 - * NPM의 저유량 상태 조건과 가상 과도 및 사고 조건에서 DNB와 Dryout을 포괄하는 임계열속(CHF)을 NuScale 열여유도 해석에서 사용함
 - * 이의 기술적 타당성을 승인받기 위해 주제보고서 TR-0116-21012-P-A 개정판 1(2018), "NuScale Power 임계 열 유속 상관관계"[7], TR-0516-49417-P-A. 개정판 1(2020), "NPM의 안정성 해석 방법론 평가"[8]을 NRC에 제출하고 심사를 받음
 - NRC는 NPM의 FSAR, 상기 TR 보고서들을 검토하고 요건을 만족한다고 결론지음
- 최신 내진해석 요건 적용
 - 인허가 기준년도가 2007년이지만 DSRS에는 2013, 2014년에 개정된 SRP Rev. 4의 내진해석 최신 요건을 구조물 설계에 반영하였음
 - * NuScale의 대부분의 구조물이 지하에 건설되는 점을 고려하여, NuScale은 3.7.1절 내진 설계입력, 3.7.2절 내진계통해석, 3.8.4절 기타 내진범주 1 구조물, 3.8.5절 기초 설계에 최신 내진 규제 요건을 반영하여 저수 유체 거동 및 누설, 지진에 의한 토양-구조물 상호관계 등을 포함한 구조물 내진설계를 수행하여 NRC의 승인을 받음
- CVCS 미적용 안전기능 제외
 - NuScale은 9.3.4절(화학 및 체적제어 계통)에서 GDC 33 “원자로냉각재보충” 요건의 면제를 신청함
 - * 가상사고 시 핵연료 건전성 유지에 CVCS에 의한 원자로 총수가 불필요하고, 격납용기 격리를 통해 원자로냉각재 재고를 유지하여 원자로 냉각재 보충을 필요로 하지 않으며,

원자로 용기와 격납용기의 설계는 원자로냉각재 압력경계 파손시에도 핵연료가 노출되지 않으며 충분한 냉각을 유지할 수 있으므로, GDC 33의 면제를 요청하여 승인받음.

2.3 공학적안전계통 분야

○ 가연성 기체 제어

- NuScale은 DSRS 6.2.5절(격납용기 내 가연성기체제어)에서 해당 주제에 대한 규제 요건(10 CFR 50.44 및 GDC 41)을 충족하는 데 있어서 RG 1.7 (개정 3) C.1의 규정을 충족해야 한다는 허용기준을 삭제함
 - * TR-0716-50424-P, "Combustible Gas Control," Revision 1, March 2019[6] 참조
 - * NuScale 설계가 수소 연소 사건을 효과적으로 제어할 수 있으며, 별도의 수소제어계통 (점화기나 재결합기)이 필요 없다고 주장함
 - * 특히, 100% 핵연료 피복재-냉각재 상호작용으로 발생할 수 있는 수소를 견딜 수 있도록 설계되었으며, 격납용기 구조적 건전성에 영향을 주지 않는다는 점을 강조함
 - * 또한, 격납용기 내 가스 혼합이 충분히 이루어져 연소나 폭발의 위험이 없음을 강조
- NRC는 NuScale 설계가 가연성기체제어계통 없이도 격납용기 구조적 건전성과 안전기능을 유지할 수 있음을 인정하고, 10 CFR 50.44(c)(2)에 대한 면제를 승인함
 - * NuScale이 제시한 분석이 설계기준사고(DBA) 및 그 이상의 사고(BDBA) 시나리오를 적절히 고려했다고 결론지었으며, PDC 41을 충족하고, 72시간 동안 가연성 기체 발생을 효과적으로 제어할 수 있다고 판단함

○ 비상노심냉각계통 대체전력원

- ECCS는 GDC 35의 요구 사항을 충족해야 함
 - * GDC 17에서 요구하는 대체 전력원이 있어야 하며, 단일 고장을 견딜 수 있어야 함
 - * ECCS는 사고 직후 즉시 단기적으로 어떠한 단일 능동기기의 고장이 발생하거나, 또는 사고 후 장기 재순환 냉각 단계에서 단일 능동 또는 피동기기 고장이 발생한 경우 노심을 냉각할 수 있는 기능을 유지해야 함
 - * DSRS 6.3 (ECCS)에서는 GDC 35의 요구사항을 충족하지만 GDC 17에서 요구하는 대체 전력원인 1E급 직류전원이 있어야 하며, 단일고장을 견딜 수 있어야 한다고 변경됨
- NuScale ECCS는 AC 또는 DC 전원공급장치 없이 사고후 운전상황에서도 지정된 허용핵연료설계한계가 초과되지 않도록 노심을 피동냉각 가능하게 설계됨
 - * 따라서, 노심 냉각 또는 격납용기 건전성을 유지하기 위해 소외전력이 필요하지 않으

며, 전력계통에 대한 GDC 17의 모든 요건이 ECCS 설계에 적용되지 않는 것으로 간주되어 면제(TR-0815-16497[9])를 요청했으며, 이를 승인 받음

2.4 계측제어 및 전력계통 분야

○ 계측제어

- NuScale I&C 시스템은 1) 안전 관련 시스템용 FPGA 기반 플랫폼, 2) 발전소 보호 계통(PPS)용 비안전 관련 FPGA 기반 플랫폼, 3) 데이터 처리 시스템 및 비안전 관련 제어계통용 비안전 관련 분산 제어 계통(DCS) 플랫폼 등 3가지 주요 플랫폼으로 구현됨
- 안전 관련 I&C계통은 모듈 보호 시스템(Module Protection System, MPS)과 중성자 감시계통(NMS)으로 구성됨. 이러한 계통은 발전소를 지정된 안전제한치 내에서 유지하는 데 필요한 기능을 수행하고 사고 후 감시기능을 제공함
- 원자로정지와 공학적안전설비를 작동시키는 기능을 갖고 있는 안전관련 계통인 모듈보호계통은 FPGA 기반인 고성능 통합 보호 계통(HIPS) 플랫폼을 기반으로 구축되었으며, HIPS 플랫폼은 소프트웨어나 마이크로프로세서를 사용하지 않는 논리 기반 플랫폼으로 이는 이산 구성요소(Discrete Components)와 FPGA 기술을 사용하여 구현됨
- NRC는 DSRS 7장에 제시된 규제요건 및 허용지침과 IEEE Std. 603(원전 안전계통에 대한 표준)과 IEEE Std. 7-4.3.2(원전 안전계통 디지털 컴퓨터 기준)에 따라 HIPS 설계 적합성 평가를 수행하였으며, 주요 검토 기준으로는 독립성, 다중성, 예측 가능성, 반복성 및 심충방어 등의 I&C 설계 원칙을 적용함
- HIPS에 대한 평가 결과, HIPS 플랫폼과 그 설계 기능/특징이 안전 관련 I&C계통에서 사용될 때, 특정 기술주제보고서에 대한 평가보고서(TR-1015-18653-P, Rev.2)[10] 4.0절 표 4-1에 명시된 제한 사항과 조건(65개 조치사항)을 충족하는 한 해당 규제요건을 충족할 수 있음을 확인함. 이와 같은 근거로, NRC는 HIPS 플랫폼이 안전 관련 I&C 계통에 사용하는 것이 적합한 것으로 평가함.

○ 전력계통

- NuScale은 피동형 안전계통을 채택함에 따라 모든 교류 및 직류전력계통(고신뢰도 직류전력계통 포함)을 비안전등급으로 설계하고 다음과 같은 내용을 근거로 하여 GDC 17 및 GDC 18의 적용 면제를 요청함.

- * NuScale 발전소 설계는 전력에 의존하지 않고 발전소 안전 관련 기능을 달성하기 위한 피동 안전 시스템과 설비를 구비하고 있으므로 GDC 17에 규정된 전력계통 없이도 GDC 17의 기본 목적 및 요건을 충족함
- * 또한 전력계통 검사 및 시험에 관한 주요 설계 및 규제요건인 GDC 18도 적용 필요성이 없음
- 또한 NuScale은 전력계통 안전등급 분류와 관련하여 특정 기술주제보고서(Safety Classification of Passive Nuclear Power Plant Electrical Systems, TR-0815-16497-P-A[9])를 제출하여 검토를 받음.
- NuScale 전력계통 설계(특정기술주제보고서 심사 포함)에 대해서 NRC는 새롭게 마련된 DSRS에 따라 안전성을 심사하였으며, 심사과정에서 주요 현안으로 도출된 사항은 다음과 같음.
 - * GDC 17(전력계통) 및 GDC 18(전력계통 검사 및 시험) 면제 적합성
 - * 특정기술주제보고서(피동형 원전 전력계통 안전등급 분류) 적합성
 - * 고신뢰도 직류전력계통(EDSS) 적합성(설계, 기기검증, 품질등급 등)
- NRC는 NuScale 설계는 소내 및 소외(외부) 전력계통은 안전등급(Class 1E)으로 지정하지 않아도 되며, 안전 관련 계통이 아니라는 것을 확인함
 - * 따라서 소내 및 소외(외부) 전력계통은 안전등급이 아닌 계통으로 분류되며, 다음과 같은 기능을 수행하는데 전력이 필요하지 않는 것으로 평가함
 - * 안전 정지 달성 및 유지, 예상운전과도사건(AOO)의 결과로서 RCPB의 특정 허용 연료 설계 한계와 설계 조건 초과 방지 및 가상 사고 중 노심 냉각, 격납건물 건전성 및 기타 중요 기능 유지
- 최종적으로 NRC는 GDC 17 및 GDC 18의 설계 및 규제요건에 대한 면제가 정당하여 GDC 17 및 18의 적용 면제를 승인함

2.5 방사성폐기물 및 방사선방호 분야

- 방사성폐기물 관리와 방사성폐기물 입력원이 되는 1, 2차 냉각재 방사선원항 기준
 - 방사선원항 계산을 위한 핵연료 손상을 적용과 관련하여, NuScale은 ERPI FRED[11] 2007~2016년 PWR 데이터를 사용하여 0.0066% (66ppm)의 개선된 값을 적용함
 - 방사선원항은 정상운전과 설계기준용으로 이에 해당하는 설계 영역에 적용함

- * 예로 차폐 및 사고해석에 적용되는 기준은 설계기준 방사선원이 적용되는데 이 선원은 정상운전 방사선원 대비 10배 강도에 해당함. 이 기준은 PWR 적용 기준과 유사함
- 2차 계통으로의 누설률은 PWR에서의 75 lb/day (NUREG-0017) 값을 차용, SMR에서의 다수 모듈을 고려하여 $75*12 = 900$ lb/day을 보수적으로 적용하고 있음
- FSAR 냉각재 방사선원항에 Tc(테크네튬)-99가 포함됨을 확인함
 - * 이 핵종은 연료에서 생성되어 수명이 길고 공간 이동성이 큰 핵분열 생성물로 RCS로 누설되어 대기 환경으로 방출될 수 있음
- 공정 및 유출 방사능모니터링 및 시료채취계통은 공정 스트림 및 액·기체 유출 물에서 방사성 물질의 방출을 측정·제어하고, 비정상적인 방사능 준위를 제어실에 경고하며, 방사능 수준 또는 방출 속도가 설정치 초과시 자동으로 흐름을 격리하고 기기의 작동을 중지하는 신호를 제공하는 적절한 장비가 제공되고 있음
- 시설과 인원에 대한 방사성방호 설계 전반
 - NuScale SMR 설계 기능이 SRP 12.1의 허용기준과 10 CFR Part 19, 10 CFR Part 20 및 10 CFR 52.47(b)(1)의 해당 요건을 충족함
 - 방사선원항의 경우 정상운전 중 설계기준 방사선원항으로는 운전제한조건 3.4.8에 따라 설계기준 연료손상률(DBFFF)이 0.066% 기준임을 확인함
 - 방사선방호와 선량평가와 관련한 기준은 10 CFR 20 및 10 CFR 50의 기준을 무난히 충족하고 있음을 확인함

2.6 과도 및 사고해석 분야

- 사고 분류에 드문 사건(Infrequent Events, IE) 추가
 - FSAR에는 IE로 분류된 사건은 원자력출력모듈(NPM)의 수명기간 동안에 일어나지 않을 것으로 예상되며, 독특한 설계 특성으로부터 기인한 예상 저빈도 사건에 해당한다고 기술되어 있음
 - * 독특한 설계 특성으로는 다중성과 고장방지 기능이 있는 디지털 제어계통이 있음
 - * IE 시에도 최악의 단일고장과 단일 운전원 실수를 고려함
- 각각의 사고 해석에서 초기조건 및 입력변수(사고조건)가 제시되고 있는데, 해석에 적용된 값이 가장 제한적인 초기조건인 것을 현장점검(audit)를 통해 확인함

2.7 기타 분야

○ 최초호기 초기시험 요건 제정

- NuScale 노형은 기존 경수로와 다른 혁신적인 노형이므로 추가적으로 요구되는 허용요건이 있음
 - * 혁신적인 노형에 대해, DCA 시에 최초 노형 시험이 설계기준을 만족함을 보이기 위한 시험 허용 요건을 제시하여야 하고, COLA 시에서는 ITP를 적용하여 이를 보여야 한다는 요건 10 CFR 50.43(e)가 추가되었음
 - * 14.2.3.3절에는 최초 호기 설계 기능에 대한 시험에 대해 기술함. 이를 위해 기술보고서 “NuScale 종합 진동 평가 프로그램 기술보고서”, TR-0716-50439[12]와 “NuScale 종합 진동 평가 프로그램 측정 및 검사 계획 기술보고서”, TR-0918-60894[13]를 발행하였고, 초기시험 계획 시험 요약(증기발생기 유동유발 진동 시험 #72, NuScale 발전모듈 진동 시험 #108)을 제시하였음
- NRC는 RG 1.68과 DSRS 14.2절이 요구하는 ITP에 포함되어야 할 특정 시험 및 관련 14.2.3 시험 절차가 DCA에 적합하다고 판단함
 - * 하지만, 발전소 특정의 설계 정보가 필요하므로, 상세한 운영전 및 가동 시험 요건과 시험 절차의 개발 책임은 COL 소유자의 책임임

3. DSRS 및 NRC 규제입장 국내 적용성 평가

3.1 원자로, 원자로냉각계통 및 보조계통 분야

- 강재 격납용기 설계
 - NuScale 격납용기는 수중 배치되는 강재 격납용기로서 ASME BPVC Sec. III NB 설계기준에 의한 1등급의 고강도 강재 압력용기로 설계함
 - * 압력용기이지만 격납용기의 기능을 수행하므로 고압보호 요건은 ASME BPVC Sec. III NE-7000을 적용함
 - 국내 i-SMR의 격납용기도 ASME BPVC Sec. III NB 1등급의 고강도 강재 압력용기로 설계함
 - * ASME 기준을 적용한 NuScale의 사례를 면밀히 검토할 필요가 있음
 - * 특히 격납용기를 NB로 압력용기를 설계하지만 과압보호 설계 요건의 경우에는 NE-7000을 적용하는 사례를 유의할 필요가 있음
 - * 그러나 수중에 설치되지 않기 때문에 격납용기의 환경피로 설계는 고려하지 않아도 될 것으로 보임
- 가연성 기체 제어
 - 특정기술주제보고서를 제출하여 가연성 기체 제어 규제요건을 면제 받음
 - * 강재 격납용기 설계특성 상 10 CFR 50.44 “가연성 기체 제어” 규제요건을 만족하기 어렵기 때문에, NuScale은 격납용기를 고강도 강재 격납용기로 설계하고 정상운전 중 내부를 진공으로 유지하여 중대사고 시 수소와 반응하는 산소의 양을 제한하여 가연성기체 하증을 고려하지 않는다는 TR-0716-50424 Rev. 1(2019)[6]을 제출하여 면제를 받음
 - 국내 i-SMR의 격납용기도 유사하게 설계될 것으로 보이며, 유사한 논리에 대한 규제입장 마련이 필요함
- 자연대류 노심 열수력 설계
 - NuScale 원자로 노심의 자연순환 냉각재 유동 방식은 냉각재펌프로 가압하여 노심 열을 냉각하는 i-SMR과 냉각재 유동의 형태가 상이함
 - 따라서 NPM의 노심 열수력 설계와 CHF 상관식에 의한 노심 열수력 안전성 평가 및 규제사례는 국내 적용성이 낮을 것으로 보임

○ 내진해석 및 설계 최신기준

- SSCs 안전성 확보를 위하여 자연재해 사고 예방 및 대비 설계의 경우에는 안전성 향상 관점에서 최신 규제기술을 활용해야 할 것으로 보임
 - * 규제심사 기준 연도가 2007년임에도 불구하고 2013, 2014년에 발행된 SRP Rev. 4의 최신 내진해석 요건을 NuScale DSRS에 반영하였음
 - * 인허가 심사 기준 연도 이후에 생산되는 규제기준 및 요건이더라도 자연재해 관련 대중 보호를 위한 안전성 향상이 필요한 경우에는 최신 추가 요건을 합리적으로 적용할 필요가 있음

3.2 공학적안전계통 분야

○ 가연성 기체 제어

- 국내에서도 i-SMR 설계가 수소 연소 사건을 효과적으로 제어할 수 있으며, 별도의 수소제어계통(점화기나 재결합기)이 필요 없음을 입증할 수 있으면 적용해 볼 수 있다고 판단됨
 - * 100% 핵연료 피복재-냉각재 상호작용으로 발생할 수 있는 수소를 견딜 수 있도록 설계
 - * 신청자가 제시한 분석이 설계기준사고(DBA) 및 그 이상의 사고(BDBA) 시나리오를 적절히 고려됨
 - * 설계가 가연성기체제어계통 없이도 격납용기 구조적 건전성과 안전 기능을 유지 가능
 - * 72시간 동안 가연성 기체 발생을 효과적으로 제어할 수 있다고 판단함

3.3 계측제어 및 전력계통 분야

○ 계측제어

- DSRS 7장에 포함된 대부분의 지침은 IEEE Std 603에서 도출되었으며, 이 표준은 I&C 안전계통에 대해 10 CFR 50.55a(h)에 포함된 NRC 요건임
 - * IEEE Std 603의 범위는 모든 I&C 안전계통을 포함하고 있으므로 이 기준은 모든 I&C 계통에 적용될 수 있음
 - * 특히 이 지침은 마이크로프로세서 기반 기술뿐만 아니라 프로그래머블 논리 장치(FPGA 등)와 같은 다른 형태의 복합 논리에도 적용할 수 있다는 것이 NRC의 규제입장이며 이를 피동형 원자로인 NuScale I&C 설계에 적용하였음
- DSRS 7장의 국내 적용과 관련하여서는 다음 사항을 고려할 때 적용에 특별한 문

제점은 없는 것으로 판단됨

- * 새롭게 개발된 DSRS 7장이 원전 안전계통에 대한 기준인 IEEE Std. 603으로부터 도출 되었고 이 기준은 국내 안전심사지침서에서도 동일하게 규정되어 있음
- * 혁신형 SMR은 피동형 안전계통을 갖고 있으며, I&C 설계에서도 소프트웨어의 공통원인 고장 등을 배제하기 위하여 FPGA 다양성을 활용한 보호계통 설계를 채택하고 있음

○ 전력계통

- 안전기술보고서(NuScale DSRS 개발과정, 개정사항 및 NRC 규제입장) 4.3.2절에 기술한 SRP과 DSRS 적용요건 및 허용지침 주요 차이점에 대한 국내 적용성을 평가 결과는 다음과 같음
 - 1) 안전등급 비상디젤발전기 관련 RG 1.9과 SBO와 관련된 RG 1.155를 허용지침에서 삭제
 - * 피동 안전계통을 갖추고 있는 경우, 교류전력계통은 비안전등급 설계가 허용됨
 - * 안전등급 비상디젤발전기와 관련된 RG 1.9를 전력계통 허용지침에서 삭제하는 방향으로 국내 규제입장을 마련하는 것은 적절한 것으로 평가함
 - * 또한 운전원 조치 없이 72시간 동안 SBO에 대처할 수 있는 경우, SBO에 대한 규제요건인 10 CFR 50.63을 만족하지 않아도 되기 때문에 SBO와 관련된 RG 1.155를 허용지침에서 삭제하는 방향으로 국내 규제입장을 마련하는 것은 적절한 것으로 판단됨
 - 2) DSRS 직류전력계통 허용지침에서 RG 1.128과 1.129 삭제
 - * NuScale에서 배기형 납축전지 대신에 밀폐형 납축전지(VRLA) 사용을 제안하여 RG 1.128(원전 배기형 납축전지 설치설계 및 설치) 및 1.129(배기형 납축전지 유지보수, 시험 및 교체)를 적용 허용기준에서 삭제한 것임
 - * 이와 관련하여 NRC는 심사과정에서 VRLA 설치 및 유지보수, 시험 및 교체에 적용할 기준을 제시하도록 요청하였고, 이에 NuScale은 IEEE Std. 1187(VRLA 설치) 및 IEEE Std. 1188(VRLA 유지보수, 시험 및 교체)을 제시하였으며, NRC는 이를 수용하였음
 - * 따라서 국내 혁신형 SMR 직류전력계통 설계에서 VRLA 축전지를 사용하는 경우, 위와 같은 규제입장을 적용하는 것은 적절한 것으로 판단됨
 - 3) SBO와 관련된 DSRS 8.4절에 RG 1.75 추가
 - * 추가한 주요 이유는 피동형 원전 전력계통 설계에서 직류전력계통의 구성 기기인 축전지를 충전하는 충전기가 소내 교류전력계통과 연계하고 있으므로 이에 대한 독립성(격리) 지침을 명확하게 한 것으로 판단됨
 - * 따라서 국내 혁신형 SMR도 피동형 안전계통 설계를 하고 있는 점 등을 고려할 때 독립성 관련 규제지침인 RG 1.75(안전등급 전력계통 독립성 기준)를 추가하는 방향으로 국내 규제입장을 마련하는 것은 적절한 것으로 판단됨

3.4 방사성폐기물 및 방사선방호 분야

- 방사성폐기물 및 방사선방호 분야에서 주요 변경 내지 유념할 내용은 SMR 고유 설계특성에 따른 노심 재고량의 축소, 1, 2차 계통 내 방사성 핵종의 종류와 양의 변동, 격납건물 내 핵종 거동의 차이 및 이에 따른 소외 방출 방사성 핵종의 변화 된 관리임
- 그러나 10 CFR 20 및 50에서의 선량한도 준수 및 ALARA 기본원칙의 준수 기준의 변화는 없으므로, 방사성폐기물 및 방사선방호 분야와 관련하여서는 NuScale 규제 사례와 유사하게 국내 적용이 가능할 것으로 예상함

3.5 과도 및 사고해석 분야

- i-SMR 고유의 사건 분류 수행
 - i-SMR도 기존 대형 경수로 원전 기준의 확정적인 설계기준사건과는 다른 분류 적용이 필요함
 - NuScale은 IEs에 기준보다 보수적인 허용기준을 적용하였으므로 i-SMR에도 적용 해야할 가능성성이 높아보임
- NuScale에서 추가된 절
 - i-SMR에도 독특한 설계가 적용되었으므로 추가되는 절이 있을 것으로 예상됨
 - * NuScale에서 추가된 15.1.6 Loss of Containment Vacuum은 i-SMR도 격납용기 내부가 진공으로 유지되므로 추가될 수 있으며, 15.6.6 Inadvertent Operation of the Emergency Core Cooling System (ECCS)도 i-SMR이 NuScale과 유사한 원리로 계통이 운전되므로 추가될 수 있음
 - * NuScale에서 추가된 15.9.A Thermal Hydraulic Stability는 i-SMR이 자연순환이 아닌 강제 순환 방식으로 냉각이 이루어지므로 해당 내용은 적용되지 않을 것임

3.6 기타 분야

- 최초호기 초기시험 요건 제정
 - 혁신형 SMR 또한 기존 경수로와 다른 혁신적인 노령이므로 추가적으로 요구되는 허용요건이 필요하나, 국내에는 COL 제도가 없는 점을 고려해야 할 것임

4. 결론 및 시사점

- 『국내 경수형 SMR 인허가를 위한 규제체계 및 절차개선(안) 개발(1-1-V1)』 및 『경수형 SMR 소형/모듈화 설계 특성 관련 규제기술개발(1-1-V2)』 검증과제를 지원하고, 규제기관의 i-SMR 안전심사지침 개발을 위해 활용할 NuScale DSRS의 인허가 적용 사례 조사·분석과 도출된 규제입장의 국내 적용성 평가가 수행되었음
- 제2장에서는 주요 현안에 대한 NuScale DSRS 실제 적용 사례인 NuScale FSAR와 FSER에 나타난 인허가 심사 내용 및 NRC의 규제 입장을 조사·분석함.
 - 강재 격납용기 타당성, 가연성 기체 제어 계통 설계, 노심열수력 설계, 비상노심 냉각계통 대체전력원, 전력의 비안전등급 설계와 관련한 GDC 17과 GDC 18의 면제 등은 특정기술주제보고서나 기술보고서를 발행하여 NRC의 승인을 받았음
 - 최신 내진해석 요건 적용은 DSRS에 반영된 2007년 이후의 새로운 SRP 개정본의 내용에 따라 작성되어 NRC의 승인을 받음.
 - CVCS GDC 33 요건의 면제는 설계특성을 적절하게 기술하여 NRC의 승인을 받았음
 - 전력계통의 적용은 특정기술주제보고서를 발행하였으며, 이에 대한 평가보고서에서 제한사항과 65개 조치사항을 조건으로 NRC의 승인을 받았음
 - 초기조건을 비롯한 방법론, 경계조건 등에 관련해서는 특정기술주제보고서, 기술보고서 및 현장점검 등으로 NRC의 승인을 받았음
 - 기존 대형 경수로 원전과 다른 NuScale 최초호기 시험의 개요 등은 NRC의 승인을 받았으나, 자세한 시험요건 등은 COL에서 해결하도록 미뤄둠
- 제3장에서는 실제 적용 사례에서 조사된 심사 내용 및 규제 입장의 국내 적용성 평가 및 국내 심사지침 개정 시사점을 분석함.
 - 대부분 현안의 국내 적용은 별 문제가 없을 것으로 보임
 - 단, NuScale과는 달리 i-SMR에서는 강재 격납용기가 수중설치되지 않으므로 이에 대한 하중이 고려되지 않을 것임
 - 또한 강제 순환이 이루어지므로, 노심열수력 설계와 열수력안정성에서 NuScale 방법론은 i-SMR에 적용되지 않을 것임
 - 마지막으로 국내에서는 COL에 의한 1 단계 인허가 대신, CP, OL의 2 단계로 인

허가가 이루어질 것으로 예상되므로, 최초호기 시험요건 관련 국내 심사지침은 CP, OL 각각에 대해서도 계획되어야 함

【시사점】

- DSRS 요건 입증에 추가적인 노력이 필요함
 - 새로운 설계개념이 많이 적용된 NuScale 설계로 인해, 기존 대형경수로에 SRP를 적용하는 것처럼 심사지침에 만족여부를 판단할 수 있는 허용요건이 완벽하게 제시될 수 없음
 - 따라서, 타당성을 입증하기 위해, DSRS를 실제 적용 시 많은 주요 현안에 대해 특정기술주제보고서나 기술보고서가 제출되었음
 - 국내 심사지침도 비슷하게 마련될 수 밖에 없을 것이며, i-SMR 또한 안전성 입증을 위해 많은 기술적 근거를 제시해야 할 것으로 예상됨
- DSRS에 NuScale의 모든 특성이 반영되어 있지 않음
 - 인허가 과정에서 DSRS 요건을 면제받기 위한 활동이 적지 않았음
 - 국내 심사지침도 마찬가지로 i-SMR의 모든 설계를 확정적으로 반영하기 보다는 포괄적으로 반영하여 필요시 일부 요건을 면제 받도록 개발되어야 할 것으로 예상됨
- 설계자-규제자 간의 적극적인 소통과 협의를 통해 DSRS 개발 및 적용에 활용할 설계정보와 규제입장의 공유가 필요함
 - 심사지침에는 설계정보가 충분히 반영되어, 설계자가 제시할 기술적 정보를 심사지침에 따라 검토하여 허용기준의 근본 목적 만족을 확인할 수 있어야 함
 - 또한 설계자가 제공하는 기술적 정보는 규제입장을 반영하여, 규제자가 요구하는 허용기준의 근본 목적 만족 여부 확인이 가능한 적절하고 충분한 정보가 제공되어야 함

기호 및 약어 설명

AC : 교류(전원)(Alternating Current)

ALARA : 합리적으로 달성가능한 한 낮게(As Low As Reasonably Achievable)

AOO : 예상운전과도(Anticipated Operational Occurrence)

ASME : 미국기계학회(American Society of Mechanical Engineers)

BDBA : 설계기준초과사고(Beyond Design Basis Accident)

BPVC : 보일러 및 압력 용기 코드(Boiler and Pressure Vessel Code)

BWR : 비등경수로(Boiling Water Reactor)

CFR : 미국연방규정집(Code of Federal Regulations)

CHF : 임계열속(Critical Heat Flux)

CNV : 격납용기(Containment Vessel)

COL : 통합인허가(Combined License)

COLA : 통합인허가신청(Combined License Application)

CP : 건설허가(Construction Permit)

CVCS : 화학 및 체적 제어계통(Chemical and Volume Control System)

DBA : 설계기준사고(Design Basis Accident)

DBFFF : 설계기준 연료손상률(Design-basis Failed Fuel Fraction)

DC : 직류(전원)(Direct Current)

DCA : 표준설계인가신청(Design Certification Application)

DCS : 분산 제어 계통(Distributed Control System)

DDT : 연소 폭발 전환(Deflagration-Detonation Transition)

DNB : 핵비등이탈(Departure from Nucleate Boiling)

DSRS : 특정심사지침(Design-Specific Review Standard)

ECCS : 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling Systems)

EDSS : 고신뢰도 직류전력계통(Highly Reliable DC Power System)

EPRI : 전력연구소(Electric Power Research Institute)

FPGA : 필드 프로그래머블 게이트 어레이(Field Programmable Gate Array)

FRED : EPRI 연료 신뢰도 데이터베이스(EPRI Fuel Reliability Database)

FSAR : 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report)

FSER : 최종안전성평가보고서(Final Safety Evaluations Report)

GDC : 일반설계기준(General Design Criteria)

HIPS : 고성능 통합 보호 계통 플랫폼(Highly Integrated Protection System)

I&C : 계측 제어(Instrumentation & Controls)

i-SMR : 혁신형 소형모듈원자로(Innovative Small Modular Reactor)

IE : 드문 사건(Infrequent Event)

IEEE : 전기전자공학자협회(Institute of Electrical and Electronic Engineers)

ITP : 초기시험 프로그램(Initial Test Program)

KINS : 한국원자력안전기술원(Korea Institute of Nuclear Safety)

LWR : 경수로(Light Water Reactor)

MPS : 모듈 보호 계통(Module Protection System)

NMS : 중성자 감시 계통(Neutron Monitoring System)

NPM : NuScale 발전 모듈(NuScale Power Module)

NRC : 미국 원자력안전위원회(United States Nuclear Regulatory Commission)

OL : 운영허가(Operating License)

PPS : 발전소 보호 계통(Plant Protection System)

PWR : 가압경수로(Pressurized Water Reactor)

RCPB : 원자로냉각재압력경계(Reactor Coolant Pressure Boundary)

RG : 규제지침(Regulatory Guide)

SBO : 전원완전상실사고(Station Blackout)

SMR : 소형모듈원자로 (Small Modular Reactor)

SRG : 경수로형 원전 안전심사지침 (Safety Review Guidelines for Light Water Reactors)

SRP : 표준심사지침(Standard Review Plan)

SSG : 구조물, 계통 및 기기(Structures, Systems, and Components)

TR : 특정기술주제보고서(Topical Report)

VRLA : 밀폐형 납 (축전지)(Valve Regulated Lead-Acid)

참고문헌

- [1] 비즈(주). (2024). NuScale DSRS 개발과정, 개정사항 및 관련 NRC 규제입장 조사 분석.
- [2] NuScale, LLC. (2020). NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2 – Tier 2. NuScale Final Safety Analysis Report.
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2020). NuScale Final Safety Evaluation Report, Review Phase 6.
- [4] NuScale, LLC. (2019). NuScale Power Module Seismic analysis. TR-0916-51502-P, Rev. 2.
- [5] NuScale, LLC. (2019). Containment Vessel Ultimate Pressure Integrity. TR-0917-56119, Rev. 1.
- [6] NuScale, LLC. (2019). Combustible Gas Control. TR-0716-50424-P, Rev. 1.
- [7] NuScale, LLC. (2017). NuScale Power Critical Heat Flux Correlations. TR-0116-21012-P-A, Rev. 1.
- [8] NuScale, LLC. (2020). Evaluation Methodology for Stability Analysis of the NuScale Power Module. TR-0516-49417-P-A, Rev. 1.
- [9] NuScale, LLC. (2018). Safety Classification of Passive Nuclear Power Plant Electrical Systems. TR-0815-16497, Rev.1.
- [10] NuScale, LLC. (2017). Design of the Highly Integrated Protection System Platform. TR-1015-18653-P, Rev.2.
- [11] Electric Power Research Institute. Fuel Reliability Database (FRED).
- [12] NuScale, LLC. (2019). NuScale Comprehensive Vibration Assessment Program Analysis Technical Report. TR-0716-50439, Rev.2.
- [13] NuScale, LLC. (2019). NuScale Comprehensive Vibration Assessment Program Measurement and Inspection Plan Technical Report. TR-0918-60894, Rev.1.

부록 A

주요 현안에 대한 적용 사례 (FSAR vs. FSER)

장·절	현안	FSAR	FSER
3.8.2	강재 격납용기	<p>3.8.2.2.1 강재 격납용기 적용 코드, 표준 및 규격 강재 CNV의 설계, 제작, 시험 및 검사에는 다음 코드, 표준 및 사양과 기타 독립적인 표준이 사용된다.</p> <p>1) ASME 보일러 및 압력용기 Code, Sec. III, "Rules for Construction of Nuclear Facility Components," 2013 Edition with no Addenda (Latest edition for NCA-3800 and NCA-4000 only in accordance with NCA-1140(g))</p> <p>a) Subsection NCA, "General Requirements for Division 1 and Division 2"</p> <p>b) Subsection NB, "Class 1 Components"</p> <p>c) Subsection NE, "Class MC Components"</p> <p>d) Subsection NF, "Supports"</p> <p>e) Division 1 Nonmandatory Appendix C, "Certificate Holder's Design Report"</p> <p>f) Division 1 Nonmandatory Appendix D, "Preheat Procedures"</p> <p>g) Division 1 Nonmandatory Appendix G, "Fracture Toughness Criteria for Protection Against Failure"</p> <p>2) ASME 보일러 및 압력용기 Code, Section II, "Materials," 2013 Edition</p> <p>3) ASME 보일러 및 압력용기 Code, Section V, "Nondestructive Examination," 2013 Edition with no Addenda</p> <p>4) ASME 보일러 및 압력용기 Code, Section IX, "Welding and Brazing Qualifications," (Latest Edition and Addenda may be used)</p>	<p>3.8.2.2 신청 요약 기술보고서</p> <ul style="list-style-type: none"> • TR-0916-51502-P, 개정판 2, "NuScale Power Module 내진해석," 2019년 3월 발행 • TR-0917-56119, 개정판 1, "CNV 극한 압력 견전성," 2019년 3월 발행 <p>3.8.2.4.2 해당 설계 코드, 표준 및 사양 신청자는 CNV가 ASME BPVC Sec. III, Subsec. NB에 따라 ASME BPVC Class 1 압력용기으로 설계, 제작 및 도장되는 ASME BPVC Class MC 기기이며, 과압 보호는 ASME BPVC Sec. III, NB-7000 대신 ASME BPVC Sec. III, NE-7000에 따른 것이라고 명시했다. 심사자는 이것이 DSRS 3.8.2.II.2와 일치한다고 생각한다. 이것이 10 CFR 50.55a의 해당 요건과 GDC 1의 기준을 충족함을 확인했다. 그리고 DCA Part 2, Tier 2, 3.8.2.2.1절 "코드, 표준 및 사양" 을 검토한 결과 DSRS 3.8.2.II.2와 일치함을 확인하였다.</p> <p>3.8.2.4.5 구조적 허용 기준 DCA Part 2, Tier 2, 3.8.2.5절은 CNV 지지용 판형 및 쉘형 지지대에 대한 ASME BPVC Sec. III, NF-3200와 NB-3200에 따라 개발된 CNV 구조 견전성 허용 기준 한도를 설명한다. 표 3.8.2-2 및 3.8.2-3은 정의된 하중 조합에 대한 ASME BPVC의 제한치를 보여준다. CNV는 ASME BPVC Sec. III, NB 및 NF에 따라 제작, 설치 및 실험된다.</p>

장·절	현안	FSAR	FSER
		<p>5) ASME 보일러 및 압력용기 Code, Section XI, “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components,” 2013 Edition</p> <p>3.8.2.4.1 격납용기 응력해석 응력 및 피로 결과는 ASME 코드, Sec. III, NB-3200 제한에 따라 평가하였다. CNV 공정 유체 침투의 피로 분석은 RG 1.207, “새로운 원자로에 대한 경수로 환경의 영향으로 인한 금속 기기의 수명 감소를 고려한 피로 분석 평가 지침”, 개정 0 및 NUREG/CR-6909에 따라 PWR 환경의 영향을 고려했다(참고 자료 3.8.2-1). ASME 코드 설계 보고서는 CNV 해석 및 평가 결과를 요약한다.</p>	<p>심사자는 DCA Part 2, Tier 2, 표 3.8.2-2 및 3.8.2-3을 검토한 결과, 모든 응력과 하중이 ASME BPVC Sec. III에 따라 정의되었고 구조적 허용 기준이 DSRS 허용 기준 3.8.2.II.5에서 확인된 기준을 준수하므로 허용된다고 판단했다.</p>
3.8.2	가연성 기체 제어	<p>RG 1.57은 100% 연료 피복재 금속-물 반응으로 인한 수소의 압력, 수소의 연소, 그리고 사고 후 이산화탄소 불활성화에 대한 권장 하중 조합 및 사용 등급을 제공한다. CNV 수소 폭발 사건은 100% 연료 피복재 금속-물 반응으로 인한 압력을 포함하는 등급 C 사용한계로 평가된다. 연소에서 폭발로의 전환(DDT)이 포함된 수소 폭발은 등급 D 사용한계로 평가되며, 이는 수소 연소로 인한 압력을 포함한다. CNV 설계에는 사고 후 이산화탄소 불활성화가 포함되지 않으므로, 이 사건으로 인한 하중은 적용되지 않는다. CNV 내 수소 제어에 관한 내용은 TR-0716-50424-P “가연성 기체 제어”(참조 3.8.2-4)에 설명되어 있다.</p>	<p>3.8.2 기술보고서 - TR-0716-50424-P 개정판 1, “가연성 기체 제어,” 2019년 3월 발행</p> <p>3.8.2.4.3 하중과 하중 조합을 포함한 하중 조건 심사자는 TR-0716-50424-P의 3.3.4.4절을 검토했다. 검토자는 CNV 셀이 반사폭발 사건으로 인한 하중은 ASME 등급 C 사용한계 이내, 그리고 연소에서 폭발로 전환(DDT)으로 인한 하중은 ASME 등급 D 사용한계 이내에 있음을 확인했다. 심각한 사고의 DDT 사건에서 CNV 원주방향 막변형률은 1.5% 변형률 한계 아래로 유지된다. 또한, 심사자는 TR-0716-50424-P의 3.3.4.5절을 검토하여 주요 CNV 플랜지 볼팅, 메인 CNV 클로저, CRDM 접근, 셀 맨웨이, SG 검사, PZR 접근이 연소 사건에 대해 허용되는 ASME 등급 C 및 등급 D 한계 내에 있음을 확인했고, 따라서 이는 수용 가능하다. SER 6.2절에서 DDT 및 연소 사건을 평가한다. 심사자는 이것이 10 CFR 50.44의 적용 가능한 요구 사항을 충족한다고 판단했다.</p>

장·절	현안	FSAR	FSER
4.4	노심 열수력 설계	<p>4.4 열유체 설계</p> <p>NuScale 파워 모듈(NPM)의 열유체 설계는 연료 및 핵심 부품의 냉각을 제공하고 정상적인 조건이 아닌 경우 연료와 피복재를 보호한다. 지정된 허용 연료 설계 한계(SAFDL)를 준수하면 연료와 피복재의 건전성이 유지되고 연료에서 핵분열 생성물이 방출되는 것을 방지할 수 있다.</p> <p>NPM은 일체형 단일통과형 헬리컬 코일 증기발생기(SG)를 갖춘 자연 순환 가압수 원자로(PWR)이다. 자연 순환 흐름의 원동력은 코어의 저밀도 물과 하강부의 고밀도 물로 인해 발생하는 압력 수두이다. 이 압력 수두는 출력에 따라 달라지며, 그 결과 각 출력 레벨에서 고유한 정상 상태 유동이 발생한다.</p> <p>4.4.2.2 임계 열 유속</p> <p>NPM의 저유량 정상 상태 명목 조건과 가상의 과도 및 사고 조건은 “DNB” 와 “Druout” CHF 메커니즘이 모두 관련이 된다. “CHF” 는 특정 CHF 메커니즘인 “DNB” 와 “Druout” 을 모두 포함하는 보다 일반적인 용어이다. NuScale 고유 현상의 범위를 모델링하는 내부적인 일관성을 위해 NuScale 열 여유도 해석에서는 일반적인 용어인 CHF를 사용한다.</p> <p>4.4.4.1 임계 열 유속</p> <p>DCA Part 2, Tier 2, 4.4.1.1절 “임계 열 유속” 은 NPM의 열-유체 설계에 대한 설계 기반이 95% 신뢰 수준에서 95% 확률로 정상 작동 및 비정상 작동 중에 CHF가 발생하지 않도록 NuScale 특정 CHF 상관관계를 갖는 것이라고 명시하고 있다. DCA Part 2, Tier 2, 4.4.2.2절 “임계 열 유속” 은 빠른 감압을 특징으로 하는 경우를 제외하고 정상 작동, AOO, 간헐적 사건 및 사고에 대한 열여유도를 평가하는 데 사용되는 NSP2 및 NSP4 CHF 상관관계에 대해 자세히 설명한다.</p>	<p>4.4.4 기술 평가</p> <p>기술보고서</p> <ul style="list-style-type: none"> - TR-0116-21012-P-A 개정판 1, “NuScale Power 임계 열 유속 상관관계”, 2018년 12월 발행 - TR-0516-49422-P-A. 개정판 1, “NPM의 안정성 해석 방법론 평가”, 2020년 3월 발행 <p>4.4.4.1 임계 열 유속</p> <p>DCA Part 2, Tier 2, 4.4.1.1절 “임계 열 유속” 은 NPM의 열-수력 설계에 대한 설계 기반이 95% 신뢰 수준에서 95% 확률로 정상 작동 및 비정상 작동 중에 CHF가 발생하지 않도록 NuScale 특정 CHF 상관관계를 갖는 것이라고 명시하고 있다. DCA Part 2, Tier 2, 4.4.2.2절 “임계 열 유속” 은 빠른 감압을 특징으로 하는 경우를 제외하고 정상 작동, AOO, 간헐적 사건 및 사고에 대한 열여유도를 평가하는 데 사용되는 NSP2 및 NSP4 CHF 상관관계에 대해 자세히 설명한다.</p> <p>TR-0116-21012-P-A, “NuScale Power 임계 열 유속 상관관계”, 2018년 12월에 발표된 개정 1(ADAMS 등록 번호 ML18360A632)은 동봉된 SER에 따라 NSP2 및 NSP4 CHF 상관관계와 그 개발에 대해 설명한다. DCA Part 2, Tier 2, 4.4.2.2절에서는 빠른 감압을 나타내는 사건에 사용되는 확장된 Hench-Levy 상관관계에 대해 논의한다. 신청자는 TR-0516-49422-A가 확장된 Hench-Levy CHF 상관관계 개발 세부 사항, 상관관계 제한 및 적용 범위를 제공한다고 명시했다.</p> <p>4.4.6 결론</p> <p>SER 4.4.4절에 문서화된 NPM의 열유체 설계에 대한 NRC 직원의 기술 검토를 바탕으로 NRC 직원은 다음과 같은 결론을 도출한다:</p> <ul style="list-style-type: none"> • NPM의 열유체 설계는 다음과 같은 이유로 GDC 10을 만족한다:

장·절	현안	FSAR	FSER
		<p>TR-0116-21012-P-A, “NuScale Power 임계 열 유속 상관관계”, 2018년 12월에 발표된 개정 1(ADAMS 등록 번호 ML18360A632)은 동봉된 SER에 따라 NSP2 및 NSP4 CHF 상관관계와 그 개발에 대해 설명한다. 그리고 DCA Part 2, Tier 2, 4.4.2.2절에서는 빠른 감압을 나타내는 사건에 사용되는 확장된 Hench-Levy CHF 상관관계에 대해 논의한다. 신청자는 TR-0516-49422-A가 확장된 Hench-Levy CHF 상관관계 개발 세부 사항, 상관관계 제한 및 적용 범위를 제공한다고 명시했다.</p>	<ul style="list-style-type: none"> - 신청자는 허용 가능한 상관관계를 사용하여 CHF를 평가했다(SER 4.4.4.1절 참조).
7.1.5	FPGA 다양성 및 심층방어 설계	<p>7.1.5 다양성(Diversity) 및 심층방어(Defense-in-Depth)</p> <p>NuScale의 I&C 계통 설계에는 디지털 기반 오류로 인해 안전 기능을 수행하지 못할 수 있는 MPS에서 발생할 수 있는 공통원인고장(CCF)을 완화하기 위한 기능과 프로세스가 포함되어 있다.</p> <p>NuScale I&C 설계에 대한 D3 평가는 NUREG/CR-6303 지침과 일치한다. 이 평가는 유일한 안전 관련 디지털 I&C 계통인 MPS에 중점을 두고 진행되었다. 평가는 7.1.5.1절에 요약되어 있다. 예상되는 디지털 기반 CCF 취약성에 대한 D3 대응 분석 방법론 및 결과는 7.1.5.2.2절에 요약되어 있다. 대응 전략에는 예상된 CCF의 영향을 받지 않는 신호 또는 구성 요소를 식별하여 이를 통해 안전 기능을 수행하거나, 충분한 보호를 제공할 수 있는 다른 기능, 또는 다양성 완화 작동 없이도 분석 허용기준을 충족하는 것을 기반으로 어떠한 조치도 취하지 않는 것에 대한 정당화가 포함된다.</p> <p>SECY-93-087에 대한 SRM(Staff Requirement Memorandum)의 관련 규제지침 준수 여부는 7.1.5.3절에 요약되어 있으며, 10 CFR 50.62 및 10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(C)에 대한 준수 여부는 7.1.6절에 요약되어 있다.</p>	<p>7.1.5 다양성 및 심층방어</p> <p>7.1.5.1 개요</p> <p>7.1.5절에서는 다음을 입증하기 위해 FSAR에 설명된 내용 및 방법에 대한 검토를 수행하였다. 1) I&C 안전 계통이 D3(Diversity and Defense-in-Depth) 수준을 갖추고 있어 안전 분석에서 인정된 안전 기능을 수행할 수 있는 두 개 이상의 다양한 계통 또는 구성 요소가 존재한다는 점, 2) 다른 계통 또는 구성 요소가 공통원인고장(CCF)의 가능성을 줄이기 위해 서로 다른 속성을 갖추고 있다는 점, 3) 운전원의 조치로 시작되는 중요한 안전 기능에 대한 디스플레이 및 수동 제어가 보호 계통의 자동 부분에 사용되는 디지털 시스템과 다르다는 점이다. NRC는 디지털 I&C 시스템에서 예상된 CCF가 발생한 경우, 안전 기능이 달성될 수 있는지 여부에 초점을 맞춰 D3를 검토하였다. 이러한 목표에 부합하는 것은 10 CFR 50.55a(a)(2)의 적용 가능한 요건을 준수하는 것을 입증하는 데 충분하다. 신청자는 ATWS 사건에 대응하기 위해 사용되는 장비와 관련하여 10 CFR 50.62 “PWR의 ATWS 사건에 의한 위험 감소 요건”의 일부에 대한 면제를 요청하였고, 이에 대한 검토가 본 절에서 수행되었다.</p>

장·절	현안	FSAR	FSER
	<p>ATWS에 대한 논의는 15.8절을 참조하면 된다.</p> <p>이 절의 정보는 TR-1015-18653-P-A의 표 7.0-2에 나열된 ASAI 번호 6, 9, 10, 11, 62, 63, 64 및 65에 대한 적용과 관련된 특정 정보 요구 사항을 충족한다.</p>	<p>NRC의 평가는 D3 검토에 영향을 미치는 독립성, 다중성, 예측 가능성 및 반복 가능성과 같은 다른 기본 설계 원칙을 포함하며, NRC는 아키텍처 설명, 단순성, 위험 분석 기법 및 이러한 요소들이 D3 검토에 어떻게 영향을 미치는지 고려하였다.</p> <p>FSER 그림 7.1.5-1은 MPS의 두 Division 간에 충분한 다양성이 있음을 보여주고 있다. MPS 내에 내장된 다양성에 근거하여, MPS의 한 Division이 잠재적인 디지털 기반 CCF의 영향을 받더라도 다른 MPS Division은 동일한 CCF의 영향을 받지 않으며 해당 Division은 여전히 그 기능을 수행할 수 있음을 결론지을 수 있다는 결론을 내렸다.</p> <p>NRC는 신청서가 제안된 I&C 계통이 안전 기능을 수행하지 못하게 하는 공통원인고장(CCF)과 동시에 발생하는 설계기준사건(DBE)에 대응할 수 있도록 충분한 다양성을 갖춘 설계임을 입증하기에 충분한 정보를 제공한다고 결론지었다. 또한, NRC는 TR-1015-18653, 개정판 2에 제시된 ASAI(Application-Specific Action Item) 6, 9, 10, 11, 62, 63, 64 및 65에 대해 신청서 내용을 검토하였다. NRC는 NuScale I&C 설계가 TR-1015-18653, 개정판 2에 제시된 ASAI 6, 9, 10, 11, 62, 63, 64 및 65와 관련된 다양성 및 심층방어 측면을 충족한다고 결론지었다.</p> <p>위와 같은 내용을 바탕으로, NRC는 I&C 시스템 설계가 D3와 관련된 NUREG/CR-6303 그리고 10 CFR Part 50 부록 A의 GDC 13, 22, 24; 10 CFR 50.34(f)(2)(xiv); 및 IEEE 표준 603-1991의 5.1절에 명시된 D3 요건을 충족한다고 판단하였다. 또한, NRC는 10 CFR 50.62 면제 요청이 10 CFR 52.7의 요건을 준수한다고 결론지었다.</p>	

장·절	현안	FSAR	FSER
8.3.1 및 8.3.2	GDC 17 (전력계통)과 GDC 18 (전력계통 검사 및 시험) 면제 적합성	<p>8.3.1 교류전력계통 및 8.3.2 직류전력계통</p> <ul style="list-style-type: none"> • GDC 17 <p>NuScale 설계는 GDC 17의 요건을 면제받을 수 있도록 설계되었다. NuScale 발전소는 안전 정지, 원자로 및 사용후연료 집합체 냉각, 격납용기 격리 및 건전성, 그리고 원자로 냉각재 압력 경계(RCPB) 건전성을 위해 피동 안전 관련 계통으로 설계되었다. 따라서 예상운전과도 상태 또는 가정된 사고의 결과로 허용 핵연료 설계 제한치를 충족하거나 RCPB를 보호하는 데 전력이 필요하지 않다.</p> <p>발전소의 안전 관련 기능을 보장하기 위해 전력에 의존하지 않지만, 소내 교류 전원 시스템은 독립성, 다중성 및 시험 가능성을 포함한 신뢰성 요소를 고려하여 설계되었다. 소내 교류 전력계통은 비안전등급(Non-Class 1E)으로 분류된다.</p> <ul style="list-style-type: none"> • GDC 18 <p>위에서 설명(GDC 17)한 바와 같이, NuScale 설계는 GDC 17의 요구 사항에서 면제받을 수 있는 설계이다. 따라서 GDC 18의 검사 및 시험 요구 사항에서도 면제될 수 있다.</p>	<p>8.3.1.4.4 및 8.3.2.4.4 GDC 17 준수 적합성</p> <p>GDC 17은 안전에 중요한 SSC가 작동할 수 있도록 소내 교류전력을 공급해야 하며, 소내 교류전력 공급원에서 소내 분배계통으로 전력을 공급해야 한다고 명시하고 있다.</p> <p>신청자는 DCA Part 7에서 설명된 바와 같이 GDC 17에 대한 면제를 요청하였다.</p> <p>DCA Part 7, 4.2.1절에서는 안전 관련 기능이 전력에 의존하지 않고 달성 및 유지된다고 명시하고 있다. 또한, DCA Part 2, Tier 2, 8.3절에서는 설계가 교류 또는 직류 전력계통에 의존하지 않으며, 이 입장은 NuScale TR-0815-16497에 설명된 평가 방법론의 적용에 따라 뒷받침되고 있다. TR-0815-16497의 NuScale DCA에 대한 적용성은 이 SER의 1.4.2.3절 및 8.1.5절에서 논의되며, 소내 및 소외 전력계통은 Class 1E 지정을 필요로 하지 않으며 안전 관련 계통이 아니라는 것을 NRC는 확인하였다. FSER의 8.1.5절에서 논의된 바와 같이, NRC는 GDC 17에 대한 면제 요청을 승인하였다. 따라서, NRC는 이 면제에 따라 신청자의 설계가 소내 교류 전력계통과 관련된 GDC 17 요구 사항에서 면제된 것으로 판단했다.</p> <p>8.3.1.4.5 및 8.3.2.4.5 GDC 18 준수 적합성</p> <p>GDC 18 준수 여부는 안전에 중요한 전력계통이 적절한 주기적 검사 및 시험을 통해 주요 영역과 기능의 연속성과 구성 요소의 상태를 평가할 수 있도록 설계되어야 한다는 것을 요구한다. 이러한 시스템은 주기적으로 (1) 시스템의 구성 요소(예: 현장 직류 전원, 릴레이, 스위치</p>

장·절	현안	FSAR	FSER
			<p>및 모선)의 작동 가능성과 기능적 성능을 시험하고, (2) 가능한 설계 조건과 유사한 조건 하에서 계통 전체의 운전 가능성을 시험하며, 해당 보호 계통의 부분과 원자력발전소, 소외 전력계통 및 소내 전력계통 간의 전력 전환을 포함한 전체 작동 순서를 시험할 수 있도록 설계되어야 한다.</p> <p>신청자는 GDC 18이 요건으로 적용되지 않는다고 신청서에 명시했지만, DCA Part 7, 4.2.1절에서는 NuScale의 교류 및 직류 전력계통이 운영, 상업적 및 발전소 투자 보호 목적을 위해 계통의 작동 가능성과 기능성을 평가하기 위해 주기적인 검사와 시험이 가능하도록 설계되었다고 명시하였다. GDC에 정식으로 요구되지는 않지만, NuScale은 운영, 상업적 및 발전소 투자 목적으로 소내 교류 전력계통에 대해 주기적인 검사와 시험을 수행한다고 밝혔다. NRC는 DCA Part 2, Tier 2, 8.3.1.3절 “검사 및 시험” 및 8.3.2.3절에서 설명된 프로그램이 소내 교류 전력계통 및 직류 전력계통(EDSS 및 EDNS)에 대한 주기적 검사 및 시험이 수행되므로 적절하다고 판단하였다.</p>
9.3.4	CVCS 미적용 안전기능 제외	<p>9.3.4.1 설계 근거</p> <p>GDC 33은 NuScale 발전소 설계에 적용되지 않는다. 이는 가상 사고 시 특정허용연료설계치(SAFDL) 유지에 CVCS(화학 및 체적제어계통)을 통한 RCS(원자로냉각계통) 보충을 신뢰하지 않기 때문이다. NPM(NuScale 발전 모듈) 설계에서는 안전 설정치에서 (CVCS를 포함한) 격납용기 격리를 통해 원자로 냉각재 재고를 유지한다. 이에 따라, NuScale 설계는 GDC 33의 면제를 허용한다.</p>	<p>9.3.4.4.6 GDC 33 “원자로냉각재보충”의 면제</p> <p>신청자는 RCPB(원자로 냉각재 압력 경계)의 소형 파단에 대비해 원자로 냉각재 보충을 제공하는 계통을 요구하는 GDC 33의 적용 면제를 요청했다. 신청자는 NuScale 원전 설계가 RCPB 파손에 대비한 보충을 필요로 하지 않는다고 밝혔다. 또한, 신청자는 ECCS(비상 노심 냉각 계통)의 피동형 설계 및 피동 운전과 연계하여, RPV(원자로 용기)와 CNV(격납 용기) 설계는 RCPB 파손 시에도 핵연료가 노출되지 않으며 충분한 냉각이 유지한다고 말했다.</p>

장·절	현안	FSAR	FSER
			검토 결과, 검토자는 신청자의 설계가 GDC 33의 근본적인 목적을 충족한다고 판단했다. 비록 설계가 GDC 33의 문구에 딱 맞지는 않지만, 기술적 근거가 10 CFR 50.12(a)에 명시된 면제 조건을 충족한다고 결론지었다. 따라서 검토자는 NuScale의 GDC 33 요구사항 면제 요청을 승인하기로 결정했다.
11.1.1	설계기준 냉각재 방사능	<p>핵분열 방사성생성물은 핵연료 피복재 결합으로 인해 1차 냉각재로 유입될 가능성이 있다. 이 물질은 증기발생기 투브 누출로 1차 냉각재에서 2차 냉각재로 이동할 수 있다. 따라서 NuScale 에서의 설계기준 방사선원항은 정상운전 중 방사선원항보다 훨씬 더 큰 연료결합의 보수적 값을 가정한다.</p> <p>그 결과 설계기준 핵연료 손상 비율은 정상운전에서의 실제 비율보다 10배 더 커진다고 가정하며, 이러한 결함은 원자로 노심 전체에 균일하게 분포된다고 가정한다.</p>	<p>최대 12개의 원자로 모듈로 운영되는 NuScale은 정상운전 중 방사성물질을 생성하게 된다. 이러한 물질에는 핵분열, 활성화 및 부식으로 인한 생성물이 있으며, 1차와 2차 냉각재 모두에 존재함을 확인한다.</p> <p>1차 냉각재는 원자로 노심 핵분열 생성물 재고량에서 핵종 방출률 계수, 냉각재 정화율 및 탈염 효과에 대한 업계 설계변수를 적용하고 있다. 2차 냉각재 방사능은 다양한 제거 메커니즘 및 증기발생기 투브 결함을 통해 원자로 냉각재 시스템(RCS)에서 1차에서 2차로 누출됨을 가정하고 있음을 확인한다.</p> <p>냉각재에서 생성되는 방사능은 설계기준과 정상운전 방사선원항으로 나누고, 이중 설계기준 방사선원항은 water, corrosion 및 activation 생성물은 예외로 하나, 정상운전 방사선원항의 10배 크기로 접근하고 있음을 인정된다.</p> <p>이상의 기준은 PWR 기준과 같거나 동일하여 수용하였다.</p>
11.1.2	설계기준 2차 냉각재 방사능	설계기준 2차 냉각재 방사능은 1차에서 2차 냉각재 계통에서 하루 75 파운드의 비율로 누출됨을 가정하였음 (표 11.1-2). 단 보수적으로 12개 모듈을 곱한 값을 적용한다.	FSAR, 표 11.1-2에는 노심 재고량으로부터 1,2차 냉각재 방사선원항 계산을 위한 가정 및 매개변수로 인용하고 있다.

장·절	현안	FSAR	FSER																						
		<p>Table 11.1-2: Parameters Used to Calculate Coolant Source Terms</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Parameter</th><th>Value</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Primary-to-secondary leak rate:</td><td></td></tr> <tr> <td>Design Basis</td><td>75 lb/day/unit x 12 units = 900 lb/day</td></tr> <tr> <td>Realistic</td><td>3.5 lb/day/unit x 12 units = 42 lb/day</td></tr> </tbody> </table>	Parameter	Value	Primary-to-secondary leak rate:		Design Basis	75 lb/day/unit x 12 units = 900 lb/day	Realistic	3.5 lb/day/unit x 12 units = 42 lb/day	핵종 재고량의 소규모로 PWR 기준의 12배를 보수적으로 적용하는 것에 대해 심사기준에 문제가 없다.														
Parameter	Value																								
Primary-to-secondary leak rate:																									
Design Basis	75 lb/day/unit x 12 units = 900 lb/day																								
Realistic	3.5 lb/day/unit x 12 units = 42 lb/day																								
11.1.4	핵연료 손상률	<p>Table 11.1-2: Parameters Used to Calculate Coolant Source Terms</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Parameter</th><th>Value</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Reactor core thermal power (MWt)</td><td>160+3.2=163.2 MWt(102%)</td></tr> <tr> <td>Number of fuel assemblies in one core</td><td>37</td></tr> <tr> <td>Range of U-235 fuel enrichment (0.5% increments)</td><td>1.5% - 5.0%</td></tr> <tr> <td>UO₂ mass in one fuel assembly (with no gadolinium)</td><td>282.8 kg</td></tr> <tr> <td>Range of gadolinium within burnable poison rods (0, 4 or 8 rods per fuel assembly)</td><td>2% - 8%</td></tr> <tr> <td>U-235 enrichment cutback for gadolinium-containing rods</td><td>5% for each 1% Gd₂O₃ (minimum 15% cutback)</td></tr> <tr> <td>Maximum fuel assembly burnup</td><td>60,000 MWD/MTU</td></tr> <tr> <td>Failed fuel fractions:</td><td></td></tr> <tr> <td> Realistic source term</td><td>0.0066%</td></tr> <tr> <td> Design basis source term</td><td>0.066%</td></tr> </tbody> </table>	Parameter	Value	Reactor core thermal power (MWt)	160+3.2=163.2 MWt(102%)	Number of fuel assemblies in one core	37	Range of U-235 fuel enrichment (0.5% increments)	1.5% - 5.0%	UO ₂ mass in one fuel assembly (with no gadolinium)	282.8 kg	Range of gadolinium within burnable poison rods (0, 4 or 8 rods per fuel assembly)	2% - 8%	U-235 enrichment cutback for gadolinium-containing rods	5% for each 1% Gd ₂ O ₃ (minimum 15% cutback)	Maximum fuel assembly burnup	60,000 MWD/MTU	Failed fuel fractions:		Realistic source term	0.0066%	Design basis source term	0.066%	<p>신청자는 정상운전 중 방사선원형을 결정하기 위해 새로운 연료 손상률을 제안했고(TR-1116-52065-P). 그 값으로는 0.0066% 핵연료 손상률(RFFF)로써 이는 운영 중 발전소의 연료 손상률에 관한 EPRI 데이터베이스 검토에 기반하였음을 확인한다.</p> <p>이 값은 2007년부터 2016년까지 미국 PWR에 대해 업데이트된 최대 RFFF 값인 0.0066%(66ppm)로 이는 미국 PWR에 대해 기간 내에 결정된 최대 연료 손상률인 것이다.</p> <p>NRC는 적절한 인용으로 판단하여 이를 수용하였다.</p>
Parameter	Value																								
Reactor core thermal power (MWt)	160+3.2=163.2 MWt(102%)																								
Number of fuel assemblies in one core	37																								
Range of U-235 fuel enrichment (0.5% increments)	1.5% - 5.0%																								
UO ₂ mass in one fuel assembly (with no gadolinium)	282.8 kg																								
Range of gadolinium within burnable poison rods (0, 4 or 8 rods per fuel assembly)	2% - 8%																								
U-235 enrichment cutback for gadolinium-containing rods	5% for each 1% Gd ₂ O ₃ (minimum 15% cutback)																								
Maximum fuel assembly burnup	60,000 MWD/MTU																								
Failed fuel fractions:																									
Realistic source term	0.0066%																								
Design basis source term	0.066%																								
11.5	공정 및 유출 방사능 감시 및 시료채취계통 (PERMISS)	<p>동 설계는 비록 Non-safety이지만 다양한 기능을 갖는 기체 및 액체 공정 및 유출수 스트림에서 방사성 물질의 양과 농도 및 속도를 감지하고 이를 인지할 수 있는 정보를 제공하는 계통이다.</p> <p>이에 NuScale은 변경된 GA 및 설계특성에 기인하여 유출 및 지역 그리고 부유 방사성 물질에 대한 감시 기기의 위치, 대표 핵종, 설정치 범위 등 설계결과를 제공하였다.</p>	<p>PERMISS는 정상 및 사고 후 조건에서 액체 및 기체 방사성폐기물 스트림과 유출수 방출을 모니터링하는 데 사용되며, 동 계통에는 스트림에서 여과 및 흡착 매체를 통해 시료를 추출하는 계통이 잘 설명됨을 확인한다.</p> <p>과도한 방사능 수준에서는 경보를 설정하여 방사능 방출 속도를 추적, 기록하거나 공정 또는 유출수 흐름을 중단하고, 우회하는 등의 보호 격리 조치가 갖춰져 있음을 확인하는 등 동 설계가 적절함을 확인한다.</p>																						

장·절	현안	FSAR	FSER																								
12	방사선 방호	<p>12장에서는 11장에서의 1,2차 냉각재 방사선원항에 근거하여 폐기물 계통을 비롯한 모든 방사성 기기의 핵종 및 기기 내 방사선 영향으로 인한 작업자의 피폭선량을 계산할 각종 근거 및 설계변수를 제시하였다.</p> <p>이와 함께 시설의 설계특성, 방사선 차폐체 및 수량, 공조계통 구성 및 유량, 지역 방사선 감시 및 공기 중 방사선 감시 장비, 환경 오염 최소화 장비, 폐기물 발생 최소화 장비, 해체 용이성을 위한 제반 방사선방호 설계 내용을 제시하였다.</p> <p>이러한 결과, 연간 총 작업자 피폭선량(ORE)는 다음의 만족한 결과를 도출하였다.</p> <p style="text-align: center;">Table 12.4-1:Estimated Total Annual Occupational Radiation Exposures</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Activity Category</th> <th>Percent of Total</th> <th>Estimated Annual Dose (man-rem)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Reactor operations & surveillance</td> <td>8%</td> <td>2.6</td> </tr> <tr> <td>Routine maintenance & inspections</td> <td>7%</td> <td>2.2</td> </tr> <tr> <td>Inservice inspection</td> <td>15%</td> <td>5.0</td> </tr> <tr> <td>Special maintenance</td> <td>30%</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>Waste processing</td> <td>4%</td> <td>1.4</td> </tr> <tr> <td>Refueling</td> <td>35%</td> <td>11.5</td> </tr> <tr> <td>Total</td> <td>100%</td> <td>33</td> </tr> </tbody> </table> <p>Note: Estimates assume a plant with 12 NPMs on a two year refueling cycle.</p>	Activity Category	Percent of Total	Estimated Annual Dose (man-rem)	Reactor operations & surveillance	8%	2.6	Routine maintenance & inspections	7%	2.2	Inservice inspection	15%	5.0	Special maintenance	30%	10	Waste processing	4%	1.4	Refueling	35%	11.5	Total	100%	33	<p>NRC는 NuScale에서 제시된 예상 ORE 결과가 ALARA 한도 이내임을 확인하는 등 시설의 제반 방사선방호 설계가 적정함을 확인한다.</p> <p>이러한 결과는 10 CFR Part 20, 10 CFR 50.34(f)(2) 및 제반 규제요건을 모두 만족하고 있음을 확인한다.</p>
Activity Category	Percent of Total	Estimated Annual Dose (man-rem)																									
Reactor operations & surveillance	8%	2.6																									
Routine maintenance & inspections	7%	2.2																									
Inservice inspection	15%	5.0																									
Special maintenance	30%	10																									
Waste processing	4%	1.4																									
Refueling	35%	11.5																									
Total	100%	33																									
15.0	사고 분류에 Infrequent Events를 추가	<p>15.0.0.2.1 사건 빈도 및 종류의 분류</p> <p>설계기준사건은 빈도에 따라 다음 세개의 범주로 구분된다.</p> <ul style="list-style-type: none"> - 예상운전과도(AOOs) - 드문 사건(IEs) - 가상 사고(PAs) 	<p>15.0.0.2 설계기준사건의 분류</p> <p>DCA Part 2, Tier 2, 15.0.0.2.1절에 명시된 바와 같이, NPM 수명 동안 한 번 이상 발생할 것으로 예상되는 사건은 10 CFR Part 50 부록 A, “생산 및 이용 시설의 국내 라이선스”에 정의된 바와 동일하게 AOO(예상운전과도)로 분류된다. IE(드문 사건) 및 PA(가상 사고)는 발전소</p>																								

장·절	현안	FSAR	FSER
		<p>NPM의 수명기간 동안 발생하지 않을 것으로 예상되는 사건은 IE와 PA로 구분한다.</p> <p>IE 범주는 독창적인 특징으로 인한 NuScale의 예상 저 빈도 사건 발생을 포함한다. 또한, IE은 최악의 단일 고장 또는 단일 운전자 오류를 가정한다.</p> <p>NuScale 발전소의 설계 수명은 60년이며, “NPM 수명 기간 동안 한 번 이상”이라는 기준은 연간 1E-2 이상의 빈도를 가지는 모든 과도 현상을 포함하는 것으로 보수적으로 해석한다. 발전소 계통, 특히 디지털 제어 계통의 신뢰도 증가로 인해, 전통적으로 예상운전과도 사건으로 분류되던 많은 사건의 발생 빈도는 NPM 수명보다 길어졌다. 신형 발전소 설계의 이러한 특성을 반영하여, IE 범주는 연간 1E-2보다 낮은 빈도의 과도 사건을 지칭하는데 사용된다. 설계기준사고는 매우 낮은 빈도로 발생하며, 발전소 수명 동안 발생하지 않을 것으로 예상되는 사고로서, 안전 관련 구조물, 시스템 및 구성품(SSC)의 설계기준을 수립하는데 사용된다. IE 범주는 초기 사건의 발생을 줄이는 비안전 관련 설계 기능을 신뢰한다. 초기 사건의 빈도를 낮추면 더 심각한 과도 현상과 사고로 이어질 수 있는 초기 사건의 발생 확률이 줄어든다.</p> <p>IE는 위험도와 결과의 전체적 곱을 대략적으로 일정하게 유지하기 위해 가장 사고 보다 제한적인 방사성 허용 기준을 가진다.</p>	<p>수명 동안 발생하지 않을 것으로 예상되며, 연료 손상의 가능성을 고려한다. 신청자는 IE 또는 PA를 더 보수적인 AOO 수용 기준에 따라 평가할 수 있다. 일반적으로, 설계기준 사건으로 간주되지 않는 사건은 DCA Part 2, Tier 2, 19장에서 평가되지만, 규정에 의해 명시적으로 정의된 설계기준 초과 사건(BDBE)은 DCA Part 2, Tier 2의 15장 또는 8장에서 다루어진다. 이러한 사건은 “특별 사건”으로 명명된다.</p> <p>NuScale 발전소의 설계 수명은 60년이며, 신청자는 “NPM 수명 동안 한 번 이상”이라는 기준을 보수적으로 해석하여 연간 1×10^{-2} 이상의 빈도로 발생하는 모든 과도 현상을 포함하도록 정의했다. IE 범주는 연간 1×10^{-2} 미만이지만 PA보다 높은 빈도의 사건을 식별한다. IE와 PA는 모두 발전소 수명 동안 발생할 것으로 예상되지 않는다. IE는 설계기준 사고 전반에 걸쳐 총 위험을 일정하게 유지하기 위해 PA보다 더 제한적인 방사선 허용 기준을 갖는다.</p>

장·절	현안	FSAR	FSER																																																											
15.1.5	<p>초기조건에서 “운전중인 유로의 개수” 대신 “다른 운전 변수” 적용</p> <p>설계기준사건에 사용되는 NPM 변수는 표 15.0-6에 제시되어 있다.</p> <p>Table 15.0-6: Module Initial Conditions Ranges for Design Basis Event Evaluation</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Plant Parameter</th> <th>Units</th> <th>Value</th> <th>Uncertainty (Bias)</th> <th>Basis</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Design core power</td> <td>%</td> <td>100</td> <td>+2</td> <td>Maximum initial core power is assumed to be 102% power due to uncertainty. Rated power is 160 MW.</td> </tr> <tr> <td>RCS T_{avg} at operating conditions.</td> <td>°F</td> <td>545</td> <td>± 10</td> <td>RCS average temperature is held constant above 15% power. See Table 5.1-2.</td> </tr> <tr> <td>RCS T_{avg} at startup</td> <td>°F</td> <td>420 - 555</td> <td>N/A</td> <td>The minimum temperature for criticality is 420° F. The temperature range is given as the minimum temperature for criticality up to the RCS T_{avg} at operating conditions plus the high bias (545+10).</td> </tr> <tr> <td>Pressurizer Pressure</td> <td>psia</td> <td>1850</td> <td>± 70</td> <td>Nominal operating pressure is 1850 psia in the pressurizer. The analysis range is 70 psia from the nominal condition.</td> </tr> <tr> <td>Pressurizer level at core power $\geq 15\%$ Rated thermal power (RTP)</td> <td>%</td> <td>60</td> <td>± 8</td> <td>Hot full power (HFP) pressurizer level is 60%. The analysis range of ±8% is applied to the HFP level.</td> </tr> <tr> <td>Pressurizer level at core power $\leq 15\%$ RTP</td> <td>%</td> <td>42 - 68</td> <td>N/A</td> <td>Nominal level is 50% at hot zero power (HZP). A low range of 8% is applied to the nominal HZP level. The upper level is defined as the level at HFP plus the high bias (60+8).</td> </tr> <tr> <td>Containment pressure</td> <td>psia</td> <td>0 - 3 psia</td> <td>N/A</td> <td>Nominal operating pressure is less than 1 psia. The maximum of the analytical range is 3.0 psia, which is chosen to bound the initial pressure at which the leak detection system will not be available.</td> </tr> <tr> <td>Main steam pressure at 100% RTP</td> <td>psia</td> <td>500</td> <td>± 35</td> <td>This value is a function of reactor power.</td> </tr> <tr> <td>Feedwater temperature at 100% RTP</td> <td>°F</td> <td>300</td> <td>± 10</td> <td>This value is a function of reactor power.</td> </tr> <tr> <td>RCS flow at 100% RTP</td> <td>lbm/s</td> <td>1180 - 1480*</td> <td>N/A</td> <td>Flow range intended to slightly bound the minimum and maximum flowrates calculated. RCS natural circulation flow is primarily a function of operating power and the loop hydraulic resistances. The bias direction of 'minimum' or 'maximum' indicates that the RCS loop hydraulic resistance was biased high or low, respectively, to adequately minimize or maximize the initial RCS flow rate to generate the worst case event analysis for comparison against applicable acceptance criteria (primarily for MCHFR). The specified flow range is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.</td> </tr> <tr> <td>RCS flow minimum</td> <td>ft³/s</td> <td>1.7</td> <td>N/A</td> <td>Minimum flow rate for low power operation. This flow rate ensures a maximum RCS loop time. The specified flow rate is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.</td> </tr> </tbody> </table> <p>Note: *Flow rate 535-670 kg/s converted to lbm/s.</p> <p>15.1.5.3.2 입력변수 및 초기 조건</p> <p>아래에는 가장 제한적인 원자로냉각계통 압력, 증기발생기계통 압력, 최소핵연료한계비(Minimum Critical Heat Flux Ratio, MCHFR), 그리고 방사선 영향 각각에 대한 증기관 파단의 경우가 제시되어 있다. 각각의 제한적인 증기관 파단 사례에 대해 오차를 포함한 중요한 입력변수들은 표 15.1-13에 제공되어 있다. 증기관 파단 사건 해석에 사용된 초기 조건과 가정은 보수적인 결과를 도출한다.</p>	Plant Parameter	Units	Value	Uncertainty (Bias)	Basis	Design core power	%	100	+2	Maximum initial core power is assumed to be 102% power due to uncertainty. Rated power is 160 MW.	RCS T _{avg} at operating conditions.	°F	545	± 10	RCS average temperature is held constant above 15% power. See Table 5.1-2.	RCS T _{avg} at startup	°F	420 - 555	N/A	The minimum temperature for criticality is 420° F. The temperature range is given as the minimum temperature for criticality up to the RCS T _{avg} at operating conditions plus the high bias (545+10).	Pressurizer Pressure	psia	1850	± 70	Nominal operating pressure is 1850 psia in the pressurizer. The analysis range is 70 psia from the nominal condition.	Pressurizer level at core power $\geq 15\%$ Rated thermal power (RTP)	%	60	± 8	Hot full power (HFP) pressurizer level is 60%. The analysis range of ±8% is applied to the HFP level.	Pressurizer level at core power $\leq 15\%$ RTP	%	42 - 68	N/A	Nominal level is 50% at hot zero power (HZP). A low range of 8% is applied to the nominal HZP level. The upper level is defined as the level at HFP plus the high bias (60+8).	Containment pressure	psia	0 - 3 psia	N/A	Nominal operating pressure is less than 1 psia. The maximum of the analytical range is 3.0 psia, which is chosen to bound the initial pressure at which the leak detection system will not be available.	Main steam pressure at 100% RTP	psia	500	± 35	This value is a function of reactor power.	Feedwater temperature at 100% RTP	°F	300	± 10	This value is a function of reactor power.	RCS flow at 100% RTP	lbm/s	1180 - 1480*	N/A	Flow range intended to slightly bound the minimum and maximum flowrates calculated. RCS natural circulation flow is primarily a function of operating power and the loop hydraulic resistances. The bias direction of 'minimum' or 'maximum' indicates that the RCS loop hydraulic resistance was biased high or low, respectively, to adequately minimize or maximize the initial RCS flow rate to generate the worst case event analysis for comparison against applicable acceptance criteria (primarily for MCHFR). The specified flow range is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.	RCS flow minimum	ft ³ /s	1.7	N/A	Minimum flow rate for low power operation. This flow rate ensures a maximum RCS loop time. The specified flow rate is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.	<p>15.0.0.4 초기 조건</p> <p>DCA Part 2, Tier 2의 표 15.0-6 “설계기준사건 평가를 위한 모듈의 초기 조건 범위”는 DCA Part 2, Tier 2, 15장에서 가정된 초기조건의 범위를 설정한다. 표 15.0-6에 제시된 값은 각각의 절에 따로 명시된 경우를 제외하고는 15장 모든 사건에 공통적으로 적용된다. 검토자는 표 15.0-6을 검토한 결과 중요한 입력변수를 도출하고, DCA Part 2, Tier 2, 15장에서 사용된 조건의 범위를 설정하였으며, 이는 DSRS 15.0 절의 지침과 일치한다고 판단했다.</p> <p>15.1.5.4.3 모델 가정, 입력 그리고 경계조건</p> <p>검토자는 신청자의 모델링 가정, 분석 입력값 및 경계 조건을 검토하여 과도 상태 분석 모델의 적절성을 평가했다. 검토자는 제시된 제한적인 증기관 파단(SLB) 사례들 사이에서 일부 입력 가정이 약간씩 달랐음을 확인했으며, 이는 이러한 변수들이 과도 상태의 다양한 측면에 영향을 미칠 수 있기 때문이다. 어떠한 경우에도 검토자는 각각의 제한적인 사례를 검토하여 신청자가 제안한 변수들이 보수적으로 선택되었는지를 확인했다.</p> <p>DCA Part 2, Tier 2, 15.1.5절 분석의 일환으로 제시된 모든 사례에 대해, 검토자는 출력 수준, RCS 온도, 가압기 압력, 가압기 수위, 원자로 냉각재계통 유량, 스크램 특성(고착된 제어봉 가정 포함), 도플러 반응도 피드백, 중성자 감속재 온도 반응도 피드백, 증기발생기 특성, 잔열제거계통 특성과 같은 초기 매개변수가 보수적으로 선택되었음을 확인했다. 또한, NuScale이 계측 오차를 고려했으며, 증기관 파단 사건의 결과를 완화하기 위해 어떠한 운영자 조치도 고려하지 않았음을 검토자</p>
Plant Parameter	Units	Value	Uncertainty (Bias)	Basis																																																										
Design core power	%	100	+2	Maximum initial core power is assumed to be 102% power due to uncertainty. Rated power is 160 MW.																																																										
RCS T _{avg} at operating conditions.	°F	545	± 10	RCS average temperature is held constant above 15% power. See Table 5.1-2.																																																										
RCS T _{avg} at startup	°F	420 - 555	N/A	The minimum temperature for criticality is 420° F. The temperature range is given as the minimum temperature for criticality up to the RCS T _{avg} at operating conditions plus the high bias (545+10).																																																										
Pressurizer Pressure	psia	1850	± 70	Nominal operating pressure is 1850 psia in the pressurizer. The analysis range is 70 psia from the nominal condition.																																																										
Pressurizer level at core power $\geq 15\%$ Rated thermal power (RTP)	%	60	± 8	Hot full power (HFP) pressurizer level is 60%. The analysis range of ±8% is applied to the HFP level.																																																										
Pressurizer level at core power $\leq 15\%$ RTP	%	42 - 68	N/A	Nominal level is 50% at hot zero power (HZP). A low range of 8% is applied to the nominal HZP level. The upper level is defined as the level at HFP plus the high bias (60+8).																																																										
Containment pressure	psia	0 - 3 psia	N/A	Nominal operating pressure is less than 1 psia. The maximum of the analytical range is 3.0 psia, which is chosen to bound the initial pressure at which the leak detection system will not be available.																																																										
Main steam pressure at 100% RTP	psia	500	± 35	This value is a function of reactor power.																																																										
Feedwater temperature at 100% RTP	°F	300	± 10	This value is a function of reactor power.																																																										
RCS flow at 100% RTP	lbm/s	1180 - 1480*	N/A	Flow range intended to slightly bound the minimum and maximum flowrates calculated. RCS natural circulation flow is primarily a function of operating power and the loop hydraulic resistances. The bias direction of 'minimum' or 'maximum' indicates that the RCS loop hydraulic resistance was biased high or low, respectively, to adequately minimize or maximize the initial RCS flow rate to generate the worst case event analysis for comparison against applicable acceptance criteria (primarily for MCHFR). The specified flow range is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.																																																										
RCS flow minimum	ft ³ /s	1.7	N/A	Minimum flow rate for low power operation. This flow rate ensures a maximum RCS loop time. The specified flow rate is not related to control deadband or instrumentation uncertainty.																																																										

장·절	현안	FSAR	FSER
	<p>가장 보수적인 원자로냉각계통 압력을 가져오는 증기관 파단 사례</p> <ul style="list-style-type: none"> 초기 출력은 정상상태의 90퍼센트로 가정함 최대 시간 지연, 최고 반응도를 갖는 한 개의 제어봉이 고착 인출, 그리고 포괄 제어봉 낙하율 사용을 포함한 보수적인 원자로정지 특성이 사용함 MOC 노심 변수를 대표하는 정상 MTC와 DTC 사용함 관막음이 없는 초기 수명 증기발생기 가정함. 증기발생기 열전달 효율은 튜브 오염을 가정하고 증기발생기 열전달 값에 -30% 불확실성을 적용하여 감소시킴. 이러한 편향으로 증기발생기 2차 계통 재고가 증가하고 질량 및 에너지 방출이 극대화됨. 감소된 열전달 효율은 또한 RCS의 일시적인 압력을 증가시킴 이 사건에 적용된 단일고장은 MSIV의 닫힘 실패임 	<p>는 확인했다.</p> <p>검토자는 현장실사를 통해(ADAMS 문서 번호: ML20176A157) 신청자의 모델링 가정, 분석 입력값, 경계 조건이 민감도 분석에 의해 뒷받침되었음을 확인했다.</p>	

Table 15.1-13: Steam Piping Failure - Inputs

Parameter	Nominal	Biases				
		RPV Pressure Limiting Case	SGS Pressure Limiting Case	MCHFR Limiting Case	Radiological Max Iodine Spiking Case	Radiological Max Mass Release Case
Core power (MWt)	160	-10%	+2%	+2%	-20%	-50%
Pressurizer pressure (psia)	1850	+70	+0	+70	+70	+70
Pressurizer Level (%)	60	+8	+0	+8	+8	+8
RCS flow rate ⁽¹⁾	See Table 15.0-6 for range	Low (1140 lbm/s)	Low (1175 lbm/s)	Low (1155 lbm/s)	Low (1085 lbm/s)	Low (895 lbm/s)
RCS average temperature (°F)	545	+10	+10	+10	+10	+10
SG pressure (psia)	500	+35	+35	+35	+35	+35
Core Exposure	MOC (Nominal MTC and DTC)	MOC (Nominal MTC and DTC)	BOC (Most Positive MTC and DTC)	BOC (Most Positive MTC and DTC)	BOC (Most Positive MTC and DTC)	MOC (Nominal MTC and DTC)

¹ See Table 15.0-6 for basis of RCS Flow Rate used in a specific event analysis.

연구개발과제 정보

과제명	NuScale 원자로에 대한 특정심사지침 분석 및 SMR 안전규제 국제조화를 위한 규제기반 구축							
연구개발기관명	비즈(주)			연구책임자명	박윤원			
연락처	연구책임자	박윤원	전화번호	042-864-4781	이메일	jerom@bees.pro		
	주저자	박윤원	전화번호	042-864-4781	이메일	jerom@bees.pro		
당해 연도 연구기간	2024.05.01. ~ 2024.12.31. (8 개월)			당해 연도 연구비	300,000 (천원)			
연구 목적 (2024~2026)	<ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> NuScale 사례와 해외 규제사례 등을 조사하여 이의 국내 적용성 평가 및 심사지침 개정과 국내 규제기반 구축을 지원함. ○ NuScale과 NRC의 DSRS 개발, 이를 이용한 DC 심사 과정에서 도출된 주요 현안 및 해결방안들의 국내 적용성 평가 및 이를 활용한 심사지침 개정과 국내 규제체계 개선 지원 ○ NuScale DSRS 개발 이후의 미국 SRP 개정사항 및 해외 SMR 안전규제 국제조화 노력을 반영한 심사지침 개정 지원 							
당해 연도 연구 추진계획 및 내용 (1차년도)	<ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> NuScale 사례 분석을 통한 국내 심사지침 개발을 지원, IAEA 동향과 주요 SMR 규제현황 분석 수행 ○ NRC SRP(2007) 및 NuScale DSRS(2016, Final)의 비교분석, 국내 적용성 평가 ○ NuScale DC 사례 분석 및 현안 도출 ○ IAEA의 SMR 관련 동향 분석 및 주요 SMR 규제현황 분석 							
연구 성과	<ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> (당해 연도) <ul style="list-style-type: none"> ○ 안전기술보고서(N-STAR) 3건 <input type="checkbox"/> (전체 기간) <ul style="list-style-type: none"> ○ 안전기술보고서(N-STAR) 8건 							
연구 성과의 활용계획 또는 기대효과 (2024~2026)	<ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 활용계획 <ul style="list-style-type: none"> ○ i-SMR 주요 현안 관련 과제 검증과제 『(1-1-V1) 국내 경수형 SMR 인허가를 위한 규제체계 및 절차개선(안) 개발』 및 『(1-1-V2) 경수형 SMR 소형/모듈화 설계 특성 관련 규제기술개발』 지원에 활용 <input type="checkbox"/> 기대효과 <ul style="list-style-type: none"> ○ 미국 NRC의 NuScale DSRS 관련 활동 검토를 통해 국내 i-SMR에 적합한 심사지침 개발에 기여 ○ 미국 NRC의 NuScale DC 심사 과정 및 해외 규제사례, 국제공동연구사례 검토를 통해 예상 i-SMR 규제현안을 도출하여 규제입장 개발에 기여 ○ NuScale DSRS 개발 이후 미국 SRP 개정사항 및 해외 SMR 안전규제 국제조화 노력을 검토하여 심사지침 및 규제체계 개선에 기여 ○ 이상의 활동을 통해 궁극적으로 i-SMR의 적시 인허가를 가능하도록 해 경쟁력 확보에 기여하고, 해외 안전규제와 규제조화된 국내 규제체계 구축으로 원활한 해외 인허가를 가능하도록 해 수출에 크게 기여 							

주 의

1. 이 보고서는 원자력안전위원회에서 시행한 원자력안전연구사업의 안전기술보고서입니다
2. 이 보고서 내용을 발표할 때에는 반드시 원자력안전위원회에서 시행한 원자력안전연구사업의 연구 결과임을 밝혀야합니다
3. 국가과학기술 기밀유지에 필요한 내용은 대외적으로 발표 또는 공개하여서는 아니 됩니다