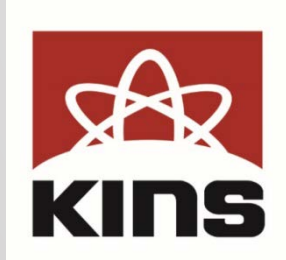


Areas of Regulatory Review Focuses on Passive Safety System Design

Ju Yeop Park (k385pjy@kins.re.kr)



Korea Institute of Nuclear Safety

The 20th of October 2022

**Korean Nuclear Society Autumn Meeting
Changwon, Korea, October 20-21, 2022**

Contents

- Backgrounds
- IAEA SMR Regulators' Forum Report
- US NRC DSRSs and SERs
- Consolidation of Regulatory Practices and Identification of Comprehensive passive safety system Design Review Focuses
- Evaluation Methods for Comprehensive passive safety system Design Review Focuses
- List of CDRFs and EMCDRFs
- Conclusions

Backgrounds

- **SMRs (Small Modular Reactors) are gaining popularity around the world**
- **NuScale (NuScale Power), SMR-160 (Holtec), BWXT (mPower), UK SMR (Rolls-Royce), iSMR, SMART100, etc.**
- **Introduction of Passive Safety Systems (PSSs) becomes a new norm for designs of SMRs to enhance the safety of the reactors**
- **Passive Safety features in SMRs**
 - NuScale: DHRS, ECCS, CS
 - SMR-160: PCCS(Passive Core Cooling System), PCHRS(Passive Containment Heat Removal System)
 - BWXT: ECCS, PCCS(Passive Containment Cooling)
 - UK SMR Passive Decay Heat Removal System (PDHR), ECCS
 - iSMR: PSIS, PRHRS, PCS
 - SMART100: PSIS, PRHRS, CPRSS

Backgrounds

- Recently, KINS launched a research project titled as “**Study on Validation of the Consolidated Safety Analysis Platform for Applications of Enhanced Safety Criteria and New Nuclear Fuels**”
- One of the research topics is regarding Performance/reliability evaluation methodologies and development of regulatory guide for Passive Safety Systems
- In 2021, some regulatory review focuses on passive safety system design review were identified based on foreign countries’ regulatory practices on passive safety system referring **OECD/NEA-WGRNR and WENRA-RHWG** reports
 - NEA/CNRA/R(2017), OECD/NEA, 2017
 - WERNA RHWG Report on Regulatory Aspects of Passive System, 2018
- The regulatory review focuses identified was summarized into a report
 - **KINS/RR-2180, 2021.09 (NSTAR-21NS21-83, KOFONS, 2021)**

Backgrounds

- As a follow-up to this previous study (KINS/RR-2180), two additional references for regulatory practices on passive safety systems were chosen and analyzed in detail to spot further regulatory focus for passive safety system design review
 - Report published by **IAEA SMR Regulators' Forum**
 - **Design Specific Review Standards (DSRSs) and Safety Evaluation Reports (SERs)** published by US NRC for **NuScale reactor**
- Through consolidation of the present and the previous study results, we finally identify
 - **Comprehensive passive safety system Design Review Focus (CDRF)**
 - **Evaluation Methods for CDRF in terms of the safety analysis (EMCDRF)**

IAEA SMR Regulators' Forum Report

- IAEA established SMR Regulators' Forum in 2014 to share regulatory knowledge and experience on SMRs among Member States
- The goal of the forum is to improve the safety of SMRs through the identification of safety issues and the accumulation of knowledges in relation to SMRs regulatory review
- Among many reports, **a recent report (Phase 2 report, 2021) published by "Working Group on Design and Safety Analysis"** relevant to the present study from a perspective of identifying passive safety system regulatory review focus is selected for in-depth review
 - **Section 2.2 (Common Positions for Consideration in Design and Deployment of SMR Facilities)** was selected to identify common regulatory positions of IAEA member states on passive safety system design

IAEA SMR Regulators' Forum Report

• CP 01. Identifying and Addressing Uncertainties in Performance Claims for First of a Kind Facilities

- ① 충분히 검증된 전산 모델, 원형 실험설비, 종합시험 시설 등을 활용한 **실증연구 결과**
- ② 보완적인 설계 개선 내용
- ③ **운전원 조치 내용**
- ④ 추가적인 성능 입증 자료 및 경험 자료
- ⑤ 설계 및 시운전단계에서 **종합시험 (Integrated Test) 수행 필요**

IAEA SMR Regulators' Forum Report

- **CP 02. Assessment of Reliability for Passive Systems in the Presence of Weak Driving Forces**
 - ① 설계자는 피동안전계통의 구동력 크기를 평가하는 명확한 기준을 수립해야 하며 피동안전계통의 구동력이 유효성 또는 예측성을 상실하는 조건을 파악해야 함
 - ② 피동안전계통의 모든 기능고장 (Functional Failure) 유형을 파악하고 피동안전계통의 안전기능 수행에 잠재적 영향을 주는 모든 변수가 안전성 입증에서 고려됨을 보여야 함
- **CP 03. Optimization of the Use of Passive and Active Features in the Design Process**
 - ① 고유안전계통을 최우선 순위에 두고, 그 다음으로 피동계통 또는 지속적으로 가동되는 계통을 대기계통(Standby systems) 보다 우선 시 하는 원칙(IAEA SSR-2/1)이 지켜지고 심층방어 및 안전설계 원리가 만족된다면 능동과 피동안전계통의 조합은 수용될 수 있음

IAEA SMR Regulators' Forum Report

- **CP 04. Applicability of the Single Failure Criterion to Provisions that include Passive and Inherent Characteristics**
 - ① 설계자는 피동안전계통의 안전성 평가 시 **단일고장기준을 적용해야 함**. 만약 단일고장기준의 적용이 실제적이지 않다면 이를 적용하지 않을 수 있으나, **적정한 신뢰도가 달성될 수 있다는 것을 입증해야 함**
- **CP 05. Requirements for Diversity and the Treatment of Common Cause Failure**
 - ① 다중성, 다양성 그리고 가능하다면 물리적 분리를 피동안전계통 설계에 적용하여 **공통원인고장을 완화시켜야 함**
 - ② 원자로 설계에 피동안전계통을 독점적으로 적용할 때에는 기능적 다양성 (Functional Diversity)을 고려해야 함
 - ③ 피동과 능동계통을 조합해서 사용하면 추가적인 다양성이 확보되므로 **공통원인 고장에 대한 저항력이 증대됨**

US NRC DSRSs and SERs

- US NRC developed special **DSRS (Design Specific Review Standard) for NuScale reactor in 2016** to supplement the existing SRP (NUREG-0800)
- Later, US NRC **published the SERs** on NuScale reactor by applying the DSRS **in 2020**
- NuScale reactor adopts several passive safety features
 - **(Passive) Decay Heat Removal System (DHRS)**
 - **(Passive) Containment Heat Removal System (CHRS)**
 - **(Passive) Emergency Core Cooling System (ECCS)**
- Therefore, DSRSs (including SERs) directly related to passive safety features were reviewed in the present study to identify regulatory practices on passive safety systems
 - DHRS; CHRS; ECCS
- Several other DSRSs (including SERs) relevant to passive safety features are reviewed as well
 - **Newly added: DSRS 15.6.6, DSRS 15.9.A**
 - **Related to limiting safety analyses to verify performances of DHRS, CHRS, and ECCS: DSRS 15.1.2, 15.2.8, 15.6.5**

US NRC DSRs and SERs

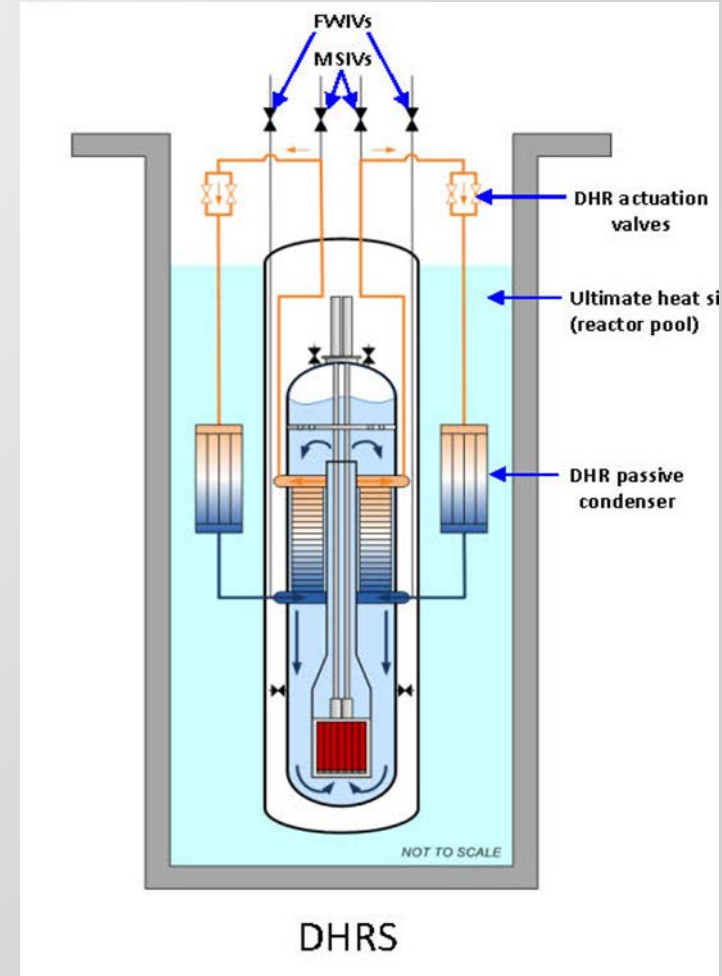
- Decay Heat Removal System (DHRs)

- DSRs 5.4.7 & DSRs BTP 5-4

- ① DHRs는 단일고장기준을 만족시켜야 함
- ② DHRs는 적절한 시간 안에 안전정지 (Safe Shutdown) 상태로 원자로를 냉각시켜야 함
- ③ 주입되는 보론(Boron)은 DHRs의 자연순환 중에 원활히 혼합되어야 함
- ④ DHRs는 원자로건물 수조가 최소수위 및 최대온도 (1개의 원자로 LOCA + 나머지 11개 원자로 안전정지 또는 12 원자로 안전정지 조건)일때에도 적절히 작동할 수 있어야 함
- ⑤ 동적효과 (Flow Instabilities, Water/Steam Hammer)가 DHRs의 안전기능에 영향을 주어서는 안됨

- SER 5.4.4

- ① DHRs의 응축열교환기의 오염계수 (Fouling Factor)가 적절히 선정되었는지 확인
- ② DHRs의 설계에 비응축성 가스의 부정적 영향이 적절히 고려되었는지 확인
- ③ FPOT (First-Plant-Only Test)가 DHRs의 설치 후 성능검증에 활용될 수 있음을 확인
- ④ 피동안전계통 특성을 반영한 안전정지 요건 (36시간 내에 420°F 도달)이 적절히 수립되었는지 확인
- ⑤ DHRs이 안전해석에서 가정한 만큼 충수되어 있는지를 확인하는 감시요건 수립 여부 확인
- ⑥ DHRs 동작 시점에 발생하는 수격현상이 DHRs 안전기능에 영향을 주지 않음을 확인



US NRC DSRSs and SERs

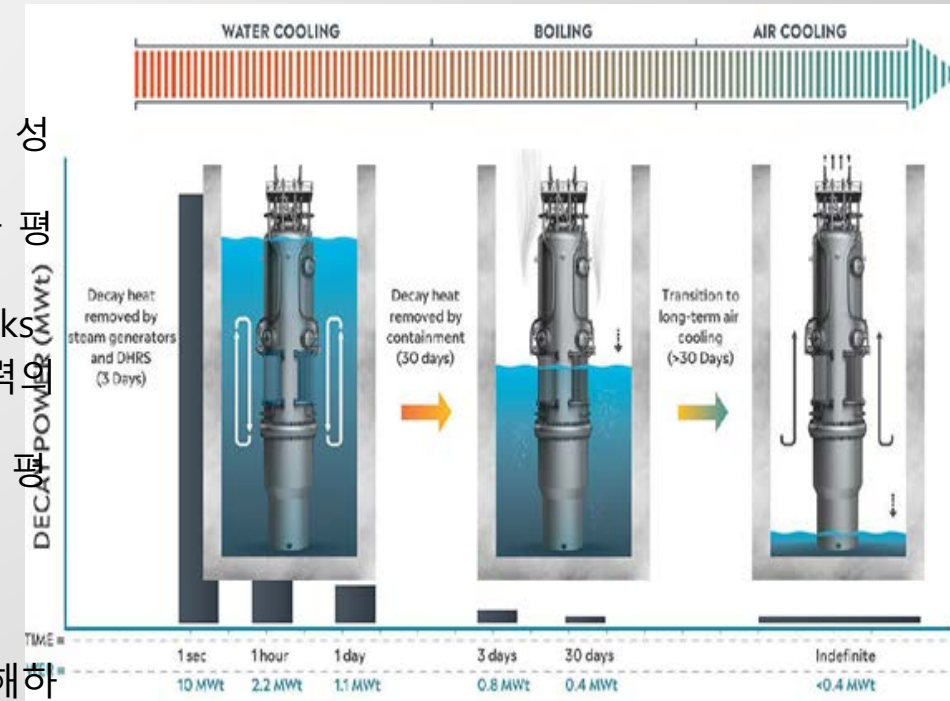
- Containment Heat Removal System (CHRS)

- DSRS 6.2.2

- ① 격납용기 내외벽의 표면오염 (Surface Fouling)을 감안하여 격납용기의 열제거 성능이 평가되어야 함
- ② 격납용기 열제거를 위한 최종열제거원 (Ultimate Heat Sink; UHS) 설계에 대한 평가가 포함되어야 함
- ✓ UHS = Reactor Building Pool + Reactor Building Air Space + Other Heat Sinks
- ③ 사고로 발생하는 이물질 (Accident-Generated Debris)의 영향이 (장기냉각 능력의 상실 가능성을 포함하여) 평가되어야 함
- ④ 원자로배기밸브 동작 후 발생하는 격납용기 내부 냉각재 응축 (Condensation) 평가에는 비응축성가스 및 표면효과 (오염, 코팅) 등의 영향이 고려되어야 함

- SER 6.2.2

- ① 사고로 발생하는 이물질이 CHRS의 장기냉각 (Long-Term Cooling) 능력을 저해하지 않음을 확인
- ✓ GSI-191 재순환집수조 막힘 안전현안과 연관
- ✓ NuScale사는 이물질 발생 및 이물질의 화학적 효과 발생을 최소화하도록 원자로를 설계함



US NRC DSRs and SERs

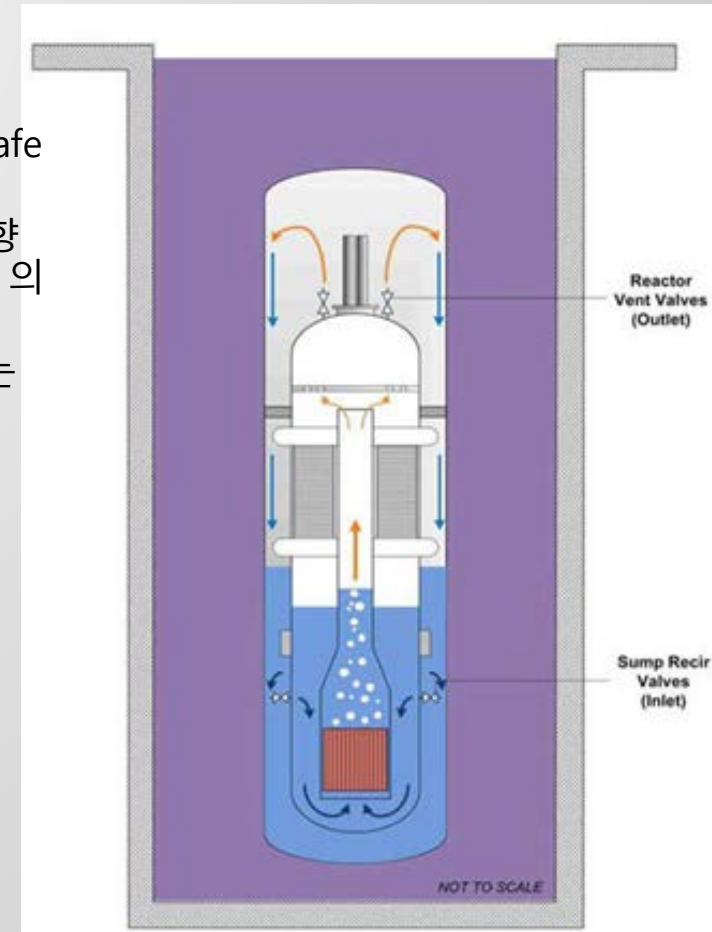
- Emergency Core Cooling System (ECCS)

- DSRs 6.3

- ① ECCS를 포함한 피동안전계통은 운전원 조치 및 비안전등급 소내. 외 전원없이 안전정지 (Safe Shutdown) 조건을 72시간 동안 유지할 수 있도록 설계되어야 함
- ② 사고로 발생하는 이물질 (Accident-Generated Debris) 및 잠복 이물질(Latent Debris)의 영향이 장기냉각 능력의 상실 가능성을 포함하여, 이물질 스크린 (Debris Screen)막힘 및 이물질에 의한 연료표면 오염 (Debris Fouling of Nuclear Fuel) 등에 관해서 평가되어야 함
- ③ 동적효과 (Flow Instabilities, Water/Steam Hammer)가 ECCS의 안전기능에 영향을 주어서는 안됨
- ④ ECCS가 비안전계통의 부정적 영향을 배제하도록 설계되었음을 확인해야 함

- SER 6.3

- ① 부적절한 (Inadvertent) ECCS 계통 동작의 영향을 확인
- ② 사고로 발생하는 이물질이 ECCS의 장기냉각 (Long-Term Cooling) 능력을 저해하지 않음을 확인
 - ✓ GSI-191 재순환집수조 막힘 안전현안과 연관
 - ✓ 보론(Boron) 석출에 의해 노심에서 자연순환 유동이 저해될 가능성을 평가
- ③ 수격현상이 ECCS 안전기능에 영향을 주지 않음을 확인



US NRC DSRSs and SERs

- Inadvertent Operation of the Emergency Core Cooling System (IO-ECCS)

- DSRS 15.6.6

- ① 부주의한 안전주입계통 작동에도 최소핵비등 이탈률(Minimum DNBR)이 설계 DNBR 제한치 이상을 만족해야 함 (i.e 핵연료 손상은 없어야 함)

- SER 15.6.6

- ① 평가가 필요한 부주의한 안전주입계통 작동 사례가 적절히 선정되었는지 확인

- ② 선정된 부주의한 안전주입계통 작동 사례에 대한 안전해석 시 최소핵비등 이탈률이 가장 낮게 얻어질 수 있도록 사고해석 모델의 초기조건 및 입력 변수가 적절히 선정되었는지 확인

- ✓ 주요 초기조건 및 입력 변수 선정 결과

- 초기 출력 (High로 선정; 높은 출력 시 낮은 최소핵비등 이탈률이 얻어짐을 고려)
 - 초기 냉각재 평균온도 (High로 선정; 민감도 분석결과)
 - 냉각재 유동 (Low로 선정; 민감도 분석결과)
 - 가압기 압력 (Low로 선정; 민감도 분석결과)
 - 가압기 수위 (High로 선정; 민감도 분석결과)

US NRC DSRs and SERs

- Thermal Hydraulic Stability Review Responsibilities

- DSR 15.9.A

- ① 원자로 노심 및 관련 계통은 정상운전 및 예상운전과도 시에 비감쇄 진동 (Undamped Oscillations) 또는 여타 열수력 불안정성이 발생하지 않도록 충분한 여유 (Margin)를 가지고 설계되어야 함
 - ② 만약, 잠재적인 진동 (Potential Oscillations)이 제거될 수 없다면 신뢰성 있고 신속하게 이러한 진동을 조기에 검색하고 억제할 수 있는 설계가 수행되어야 함
 - ③ 원자로에 밀도파 불안정성 (Density-Wave Instabilities) 이외에 허용핵연료설계제한치(Specified Acceptable Fuel Design Limits; SAFDLs)를 위협하는 다른 종류의 불안정성 메커니즘이 있어서는 안됨
 - ✓ 비등이 수반된 2상 자연순환유동 (Two-Phase Natural Circulation Flow)의 경우에는 순환유동 중에 감속재의 밀도변화가 크고 이러한 큰 밀도 변화가 반응도에 영향을 미치게 되므로 일반적으로 밀도파 불안정성이 발생한다고 알려져 있음

- SER 15.9.A

- ① 안정성 해석 (Stability Analysis) 범위에는 정상운전, 예상운전과도 및 Startup과 Cooldown이 포함되어 있음을 확인
 - ② 안정성 해석이 수행된 예상운전과도 범위는 다음과 같음을 확인
 - ✓ Increase in Heat Removal by the Secondary System
 - ✓ Decrease in Heat Removal by the Secondary System
 - ✓ Decrease in Reactor Coolant System Flow Rate
 - ✓ Increase in Reactor Coolant Inventory
 - ✓ Reactivity and Power Distribution Anomalies
 - ✓ Decrease in Reactor Coolant Inventory
 - ③ 불안전성을 방지하기 위해 채택된 설계의 타당성을 확인함
 - ✓ Module Protection Systems (MPS) 설치

US NRC DSRs and SERs

- Loss-Of-Coolant Accidents Resulting From Spectrum of Postulated Piping Breaks within the Reactor Coolant Pressure Boundary

- DSRs 15.6.5

- ① 보론 석출에 의해 냉각가능 형상이 영향받거나 및 노심유동이 저해되지 않아야 함
- ② 사고 시 발생하는 이물질에 의한 자연순환 냉각유량의 변화를 고려하여야 함
- ③ 적절한 실험자료에 의해 ECCS 자연순환 유량은 확인되어야 함
- ✓ 압력강하 실험결과가 ECCS 해석(Analysis) 결과와 일치하는지 확인하여야 함

- SER 15.6.5

- ① LOCA 사고 시 노심의 노출이 없음을 확인하였으며 따라서 피복재첨두온도 (Peak Cladding Temperature) 대신 임계 열속(Critical Heat Flux)에 의해 핵연료 손상이 발생하는지를 확인
- ② 모든 LOCA에 대해서 보론 석출이 발생하지 않아 자연순환 냉각유로가 유지되고 노심 유동이 형성됨을 확인
- ③ 일부 노심 내부 구조물에 비등에 의한 보론 코팅이 발생하나 이로 인한 유로막힘 또는 냉각저하는 없음을 확인
- ④ LOCA 후 장기냉각에 대한 평가 시 최대온도 관점에서 다중 모듈의 영향을 고려하여 격납건물 수조의 온도가 보수적으로 높게 선정되었음을 확인
- ⑤ LOCA 후 장기냉각에 대한 평가 시 비응축성가스의 영향을 고려하였음을 확인

❖ DSRs/SER 15.1.2, DSRs/SER 15.2.8에는 피동안전계통관련 직접적인 내용이 없어 제외하였음

Consolidation of Regulatory Practices and Identification of Comprehensive Passive Safety System Design Review Focuses

- Having identified further regulatory practices from US NRC DSRSs & their SERS, and IAEA Forum report, those practices are consolidated with the previous result (KINS/RR-2180)
- A table is used to arrange all regulatory practices identified from various references
 - OECD/NEA-WGRNR, WENRA-RHWG, IAEA Regulators' Forum, US NRC DSRSs and SERs, KINS Regulatory Guide (KINS/RG-N07.12)
- Through careful comparison, **a total of 18 Comprehensive passive safety system Design Review Focuses (CDRFs)** were identified

Consolidation of Regulatory Practices and Identification of Comprehensive Passive Safety System Design Review Focuses

CDRFs

번호	항목	OECD/NEA-WGRNR	WENRA-RHWG	IAEA SMR 규제자 Forum	US NRC DSRs and SER	KINS Regulatory Guide	종합 설계 심사 주안점
1	단일고장기준적용	피동안전계통이라도 충분한 수준의 신뢰성을 입증할 수 없다면 단일고장기준을 적용해야 함		설계자는 피동안전계통의 안전성 평가 시 단일고장기준을 적용해야 함. 만약 단일고장기준의 적용이 실제적이지 않다면 이를 적용하지 않을 수 있으나, 적절한 신뢰도가 달성될 수 있다는 것을 입증해야 함.	DHRS는 단일고장기준을 만족시켜야 함	피동형 안전계통의 역지벨브는 시험자료 또는 운전경험 자료에 의해 작동성이 보증되는 경우를 제외하고는 단일고장기준을 적용해야 함	피동안전계통에 설치된 역지벨브에 단일고장기준이 적용되었는지 확인
2	발전소 안정상태		발전소 최종 안전 상태에 대한 적절한 정의 및 도달 조항을 수립해야 함		DHRS는 적절한 시간 안에 안전정지 상태로 원자로를 냉각시켜야 함 (36시간 내에 420°F 도달)	피동형 잔열제거계통 운전으로 도달 가능한 운전모드를 안전정지 상태로 정하고자 하는 경우, 원자로규칙 제29조 만족 여부와 안전정지의 기술적 정당성을 제시할 것 지진을 포함한 내·외부 사고 발생 시에도 원자로를 정지한 후에 점검·보수가 가능한 상온정지 조건까지 냉각할 수 있음을 보일 것	피동안전계통의 동작으로 발전소가 도달 가능한 안전정지 상태가 기술적으로 타당하게 수립되고 안전정지 도달 시간이 적절하게 결정되었는지 확인
3	피동안전계통 성능 입증 일반 고려 사항	피동안전계통 성능입증에는 컴퓨터 프로그램을 이용한 해석적 방법보다는 성능검증 실험 수행을 선호됨	성능입증에 사용된 컴퓨터 프로그램의 적용범위를 확인하고 필요시 검증 시험을 수행할 것	피동계통의 성능 불확실성을 해결하기 위해 ①충분히 검증된 전산 모델, 원형 실험설비, 종합시험 시설 등을 활용한 실증연구 결과 ②보완적인 설계 개선 ③적절한 운전원 조치 ④ 성능 입증 자료 및 경험 자료의 확보를 고려해야 함 피동 및 고유안전 계통 설계의 상호연계로 인해 성능 불확실성이 더욱 커지므로 피동 및 고유안전 계통을 지닌 원자로의 설계를 실증하기 위해서는 종합시험 (Integrated Test)이 설계 및 시운전 과정에서 수행되어야 함			피동안전계통 성능입증에 사용된 컴퓨터 프로그램의 적용범위가 적절한 지 확인하고 필요시 검증 시험을 수행 (검증 시험 시 Reciprocal Influence 및 Scaling 효과를 고려할 것)
4	다수(다중계열) 피동안전계통 동시운전	해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 다수(다중계열)의 피동안전계통 동시 운전의 영향을 평가					해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 다수(다중계열)의 피동안전계통 동시 운전이 피동안전계통 안전기능 수행에 미치는 영향을 평가
5	피동안전계통과 능동계통 동시운전/사	해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 피동안전계통과 능동안전	능동계통 및 비안전계통이 피동안전계통의 안전기능 수행에	고유안전 계통을 최우선순위에 두고, 그 다음으로 피동 계통	피동안전계통(PSS)이 비안전계통의 부정적 영향을 배제하도록		해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 피동안전계통과 능동계통

Evaluation Methods for Comprehensive passive safety system Design Review Focuses

- A specific way to evaluate each focus is proposed **from safety analysis perspective**
- For the 1st CDRF, a proper evaluation method is suggested like below
 - 1st CDRF : 피동안전계통에 설치된 역지밸브에 단일고장기준이 적용되었는지를 확인
 - 1st EMCDRF: 안전해석 시 역지밸브를 포함하여 단일고장기준이 적용되었는가?
- For the 2nd CDRF, a proper evaluation method is suggested like below
 - 2nd CDRF : 피동안전계통의 동작으로 발전소가 도달 가능한 안전정지 상태가 기술적으로 타당하게 수립되고 안전정지 도달 시간이 적절하게 결정되었는지 확인
 - 2nd EMCDRF: 피동안전계통이 사고 후 발전소를 안전정지 상태로 설계에서 가정한 시간 이내에 도달시켰는가?
- For the 8th CDRF, a proper evaluation method is suggested like below
 - 8th CDRF : 피동안전계통에 대한 사용전시험이 수행되고 운전중에도 주기적 시험이 가능 (특히 피동안전계통에 포함된 능동기기 대상) 하도록 설계되었는지 여부를 확인
 - 8th EMCDRF: 본 설계 심사주안점은 안전해석관점에서는 확인되지 않는 사항이므로 “해당없음”으로 표기
- A total of **15 Evaluation Methods for Comprehensive passive safety system Design Review Focuses (EMCDRF) was identified**
- **3 CDRFs were excluded** from the safety analysis perspective
 - Commissioning/Periodic verification tests; Reflection of operating experience; Considerations on diversity and common cause failure

List of CDRFs and EMCDRFs

	ITEM	CDRF	EMCDRF	CAT
1	단일 고장 기준 적용	피동안전계통에 설치된 역지밸브에 단일고장기준이 적용되었는지를 확인	안전해석 시 역지밸브를 포함하여 단일고장기준이 적용되었는가?	R
2	발전소 안정상태	피동안전계통의 동작으로 발전소가 도달 가능한 안전정지 상태가 기술적으로 타당하게 수립되고 안전정지 도달 시간이 적절하게 결정되었는지 확인	피동안전계통이 사고 후 발전소를 안전정지 상태로 설계에서 가정한 시간 이내에 도달시켰는가?	P
3	피동안전계통 성능입증 일반 고려 사항	피동안전계통 성능입증에 사용된 컴퓨터 프로그램의 적용범위가 적절한 지 확인하고 필요시 검증 시험을 수행 (검증 시험 시 Reciprocal Influence 및 Scaling 효과를 고려할 것)	열수력 계통 해석코드에 포함된 Model 및 Correlation의 적용범위가 대상 피동안전계통을 해석하는 데 적절한가? [대상 피동안전계통에서 발생가능한 열수력현상에 대한 PIRT가 작성되고 이를 활용하여 해석코드에 대한 평가가 수행되었는가? (Model 및 Correlation의 불확도가 피동안전계통 성능입증에 반영되었는가?)]	P
4	다수(다중계열) 피동안전계통 동시운전	해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 다수(다중계열)의 피동안전계통 동시 운전이 피동안전계통 안전기능 수행에 미치는 영향을 평가	다수(다중계열) 피동안전계통 동시 운전에 대한 안전해석이 수행되어 그 영향이 평가되었는가?	O
5	피동안전계통과 능동계통 동시운전	해석적 방법 또는 실증 실험에 의해 피동안전계통과 능동계통(비안전계통) 동시 운전이 피동안전계통의 안전기능 수행에 미치는 영향을 평가	피동안전계통과 능동계통(비안전계통) 동시 운전에 대한 안전해석이 수행되어 그 영향이 평가되었는가?	O
6	신뢰도 평가	피동안전계통 신뢰도 평가 시 기능상실 (Functional Failure)를 고려하고 도출된 근본원인 (Root Causes)을 신뢰도 모델에 반영할 것	기능상실을 고려하여 도출된 고장 근본원인을 피동안전계통 신뢰도 모델에 반영하였는가?	R
7	피동안전계통 오작동 영향 평가	피동안전계통의 오작동 및 의도되지 않는 작동의 영향을 평가 할 것	피동안전계통의 오작동 및 의도되지 않은 작동에 대한 안전해석이 수행되어 그 영향이 평가되었는가?	O
8	사용전/운전 중 시험	피동안전계통에 대한 사용전시험이 수행되고 운전중에도 주기적 시험이 가능 (특히 피동안전계통에 포함된 능동기기 대상) 하도록 설계되었는지 여부를 확인	해당없음	O
9	피동안전계통 구동성 평가	피동안전계통의 구동성을 종합적인 분석 및 관련 기기 (역지밸브)의 운전 가능성도 평가 등을 통해 보증할 것	피동안전계통의 약한 구동력을 감안하여 적절한 역지밸브 모델이 안전해석에 사용되었는가?	P

List of CDRFs and EMCDRFs

ITEM	CDRF	EMCDRF	CAT	
10	<p>구동력관점에서 피동안전계통의 성능 또는 고장에 영향을 미치는 현상 및 인자에 대한 평가 [비응축성 가스, 계통 누설, 열교환기 오염계수, 표면효과(오염, 코팅)의 응축영향, 열제거원의 온도 및 수위, 초기 계통 형상 배열]</p> <p>환경영향 평가(대기온도)</p> <p>절벽효과 방지를 위한 여유도개념 적용 (경년열화에 의한 인자 변화)</p> <p>동적거동을 고려한 성능입증</p> <p>계통 배열형상이 격납건물 격리 기능에 미치는 영향 평가</p>	<p>피동안전계통에 존재할 가능성이 있는 비응축성가스 및 계통 누설, 열교환기 오염계수, 표면효과(오염, 코팅)의 응축영향, 열제거원의 온도 및 수위, 초기 계통 형상 배열의 영향을 포함하여 안전해석을 수행하였는가?</p> <p>대기 열침원의 영향(온도)을 고려하여 안전해석을 수행하였는가?</p> <p>오염에 의한 배관 직경 감소 등과 같은 경년열화에 의한 영향을 고려하여 안전해석을 수행하였는가?</p> <p>운전 시간이 경과할수록 피동안전계통의 성능이 저하되는 것을 감안하며 안전해석은 충분히 긴 시간에 대해서 수행하여 피동안전계통 성능에 대한 결론을 도출하였는가?</p> <p>피동안전계통 성능 평가에 포함된 불확실도로 인해 발생할 수 있는 절벽효과를 방지하기 위해 충분한 정도의 여유도가 있음이 안전해석을 통해 입증되었는가? (성능과 관련하여 변화가 예상되는 인자 및 해당 인자 변화의 잠재적 원인에 내포된 불확실도를 안전해석 시에 반영해야 함)</p>	P	
		<p>사고후 예상되는 가장 열악한 대기열침원 조건(온도, 습도 및 입자농도)을 가정하여 안전해석이 수행되었는가?</p> <p>화재로 인해 피동안전계통 순환배관의 온도분포가 자연순환을 저해하는 가장 열악한 조건이 되었을 때를 가정하여 안전해석이 수행되었는가?</p> <p>지진으로 인해 피동안전계통 순환배관의 형상이 변형되어 자연순환을 저해하는 가장 열악한 조건이 되었을 때를 가정하여 안전해석이 수행되었는가?</p>		P
		<p>운전원 조치(개입 시간)의 영향을 피동안전계통에 대한 안전해석 시에 평가하였는가?</p>		
		<p>운전원 개입 시간, 개입의 잠재적 이득 또는 필요성에 대한 평가 및 피동안전계통 성능확인 장치 설치</p>		
12	<p>인적요소에 대한 고려 사항</p>	<p>운전원 개입 시간, 개입의 잠재적 이득 또는 필요성에 대한 평가 및 피동안전계통 성능확인 장치 설치</p>	O	
13	<p>운전경험 반영</p>	<p>사용전 및 운전중 시험 결과를 활용하여 운전경험을 반영</p>	<p>해당없음</p>	T

List of CDRFs and EMCDRFs

	ITEM	CDRF	EMCDRF	CAT
14	다양성 (Diversity) 및 공통 원인 고장 (Common Cause Failure; CCF)에 대한 고려 사항	피동안전계통과 능동비안전계통을 조합하여 안전기능을 수행하도록 설계하였는지 확인하고 사용된 능동비안전계통이 높은 신뢰성과 이용성을 지니고 있는 지를 검토	해당없음	O
15	보론(Boron)이 자연순환냉각에 미치는 영향에 대한 고려 사항	보론석출 또는 코팅 현상에 의해 피동안전계통 동작 시 자연순환 유로막힘 또는 자연순환 냉각 저해가 발생되지 않음을 확인	보론석출에 의한 유로막힘 또는 보론코팅에 의한 열전달 변화 등을 고려하여 안전해석이 수행되었는가?	P
16	이물질이 자연순환냉각에 미치는 영향에 대한 고려 사항 (GSI-191관련)	사고로 발생하는 이물질 및 잠복 이물질에 의해 피동안전계통 동작 시 자연순환 유로막힘 또는 자연순환 냉각 저해가 발생되지 않음을 확인 피동안전계통 압력강하 실험결과가 코드해석 결과와 일치하는지 확인	이물질에 의한 유로막힘 또는 냉각저하를 고려하여 안전해석이 수행되었는가?	P
17	유동의 불안정성에 대한 고려	유동의 불안정성에 의해 피동안전계통의 안전기능이 저해되지 않음이 정상운전, 예상운전과도, Startup 및 Cooldown에 대해서 입증되었는지를 확인하고 필요시 유동의 불안정성을 신뢰성있고 신속하게 검출하여 억제할 수 있는 설계가 추가되어있는지를 확인	밀도파 불안정성 (Density wave instability)에 대한 평가가 피동안전계통의 모든 운전조건 (기동 포함)에 대해서 수행되어 비감쇄진동이 나타나지 않음이 입증되었는가?	O
18	수격(Water/steam hammer) 현상에 대한 고려	수격현상에 의해 피동안전계통의 안전기능이 저해되지 않음이 정상운전, 예상운전과도, Startup 및 Cooldown에 대해서 입증되었는지를 확인	피동안전계통 기동 시 나타나는 수격현상에 대한 평가가 수행되고 그 영향이 미미함이 입증되었는가?	O

- ❖ Blue-IAEA SMR Regulators' Forum; Red-US NRC DSRs & SERs; Green-Addition or modification from KINS/RR-2180
- ❖ CAT(Categories): P(Performance); R(Reliability); O(Operability); T(Others)
- ❖ **7 ITEMS which belong to "P" must be reflected with TH system code analysis when verifying the performance of the passive safety system**

Conclusions

- The report from IAEA SMR regulators' forum, and DSRSs & SERs for NuScale reactor published by US NRC are analyzed to identify regulatory practices on the passive safety system
- Those practices identified in the present study are consolidated with the previous result (KINS/RR-2180) and a total of 18 "Comprehensive passive safety system Design Review Focuses" is drawn
- Except 3 CDRFs which are not relevant to the safety analysis, "Evaluation Methods for Comprehensive passive safety system Design Review Focuses" is drawn for 15 CDRFs
- There are 7 CDRFs which can be categorized as "performance verification of the passive safety system" and they should be taken into account in the TH system code analysis when verifying the performance of the passive safety system
- Current study was summarized into KINS/RR-2299(NSTAR-22NS21-047)(2022.10)

References

- [1] J. Y. Park et al., "Analysis on Regulatory Practices on Passive Safety System in Foreign Countries", KINS/RR-2180 (NSTAR-21NS21-83), 2021.
- [2] J. Y. Park et al., "Regulatory Review Focuses on Passive Safety System Design", KINS/RR-2299 (NSTAR-22NS21-047), 2022.
- [3] Committee on Nuclear Regulatory Activity, "Survey on the Regulatory Practice to Assess Passive Safety Systems used in New Nuclear Power Plant Designs", NEA/CNRA/R(2017), OECD/NEA, 2017.
- [4] Reactor Harmonization Working Group, "Regulatory Aspects of Passive Systems", WENRA RHWG, 2018.
- [5] Small Modular Reactors Regulators' Forum Working Group on Design and Safety Analysis, Phase 2 Report, IAEA, 2021.
- [6] Design-Specific Review Standard for NuScale SMR Design, US NRC, 2016.
 - - DSRS 5.4.7 Decay Heat Removal System
 - - DSRS BTP 5-4 Design Requirement of the Decay Heat Removal System
 - - DSRS 6.2.2 Containment Heat Removal System
 - - DSRS 6.3 Emergency Core Cooling System
 - - DSRS 15.6.6 Inadvertent Operation of the Emergency Core Cooling System
 - - DSRS 15.9.A Thermal Hydraulic Stability Review Responsibilities
- [7] Safety Evaluation Report for NuScale Reactor, US NRC, 2020.
 - - SER 5.4.4 Decay Heat Removal System
 - - SER 6.2.2 Containment Heat Removal System
 - - SER 6.3 Emergency Core Cooling System
 - - SER 15.6.6 Inadvertent Operation of the Emergency Core Cooling System
 - - SER 15.9 Stability