

IWSS 규제요건 분석

A Study on Regulatory Requirements for IWSS

안형준, 방영석, 이재훈, 박동국, 이종인

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19번지

요 약

IWSS(In-containment Water Storage System)는 차세대원자로에 새롭게 설계되는 계통으로서 IRWST(In-containment Refueling Water Storage Tank, HVT(Holdup Volume Tank), CFS(Cavity Flooding System)등으로 구성된다. IRWST는 가압기로부터 방출되는 증기의 응축과 열침원의 기능, 사고시 안전주입계통과 격납건물살수계통의 작동에 필요한 냉각수원의 기능, 중대사고시 공동침수계통에 냉각수를 공급하는 기능을 가진다. IWSS는 유럽에서는 EPR(European Pressurized Water Reactor)에 설계되었으며 양국공동규제요건(GPR/RSK Guideline)이 기본적인 요건으로 개발되어 있다. 미국에서는 EPRI URD(Utility Requirements Document), System 80+등에 채택되었다. 규제요건과 관련하여 미국에서는 System 80+ 안전성평가에서 기존의 SRP(Standard Review Plan) 관련부분을 부분적으로 적용하였으나 IWSS에 대한 SRP는 별도로 개발되어 있지 않은 실정이다. 차세대원자로 안전규제요건 개발에서는 IWSS와 관련하여 상세안전요건, 안전심사지침 및 안전규제지침을 개발해오고 있다. 본 논문에서는 IWSS와 관련하여 외국의 안전성평가내용을 분석하고 차세대원자로 안전규제요건에서 IWSS와 관련된 요건의 개발내용을 제시하였으며 규제관점에서 안전성확인이 심층 요구되는 주요 항목을 도출하였다.

Abstract

IWSS(In-containment Water Storage System) is a newly adopted system in KNGR(Korea Next Generation Reactor) and consists of IRWST(In-containment Refueling Water Storage Tank, HVT(Holdup Volume Tank) and CFS(Cavity Flooding System). IWSS has the function of steam condensation and heat sink for the release from the pressurizer, provides cooling water to safety injection system and containment spray system in the accident condition, and to CFS in the severe accident. IRWST was designed in EPR(European Pressurized Water Reactor) of Europe, and GPR/RSK Guideline was developed for the evaluation of the EPR. In the USA, the system was also designed in EPRI URD and System 80+. In the evaluation of IWSS of System 80+, NRC used the applicable criteria from the existing sections of SRP(Standard Review Plan), but did not develop the SRP for the System 80+. In the project for the development of the safety and regulatory technology for KNGR, KINS has been developing SSR(Specific Safety Requirements), SRP(Safety Review Procedures), and SRG(Safety Regulatory Guides). In this paper, regarding the IWSS, the safety evaluation results of foreign plants design was reviewed, the status of the development of regulatory requirements for KNGR was presented, and the major items which have to be reviewed in depth from the regulatory points of view were identified.

1. 서 론

IWSS(In-containment Water Storage System)는 차세대원자로에 새롭게 설계되는 계통으로서 IRWST(In-containment Refueling Water Storage Tank, HVT(Holdup Volume Tank), CFS

(Cavity Flooding System)등으로 구성된다. IRWST는 가압기로부터 방출되는 증기의 응축과 열침원의 기능, 사고시 안전주입계통과 격납건물살수계통의 작동에 필요한 냉각수원의 기능, 중대사고시 공동침수계통에 냉각수를 공급하는 기능을 가진다. IRWST에서 발생하는 여러가지 현상은 BWR의 suppression pool에서의 현상과 유사한 점이 있으나 PWR에서는 아직 실증되지 않은 계통이라고 볼 수 있다.

IRWST는 격납용기 내부에 위치하여 안전주입계통의 전환모드 제거에 따른 신뢰성 향상, 가압기 방출유체의 냉각 및 수집에 대한 용이성, 중대사고시 원자로공동으로의 IRWST 냉각수 공급을 위해 도입되었다. 기존의 안전주입계통은 크게 주입모드와 재순환모드로 설계되어 있다. 즉, 주입모드는 냉각재상실사고등과 같은 사고발생이후 격납건물 외부의 재장전수탱크의 봉산수를 원자로 냉각재계통에 공급하는 모드이다. 재순환모드는 재장전수탱크의 용량이 고갈된 이후 격납건물내부의 배수조에 수집된 냉각재를 다시 원자로냉각재계통으로 공급하여 지속적인 노심냉각을 수행하는 모드이다. 이 경우 주입모드를 재순환모드로 변경하기 위해서는 안전주입펌프 흡입측의 밸브를 제어하여야 한다. 이 제어신호 및 관련 밸브의 오동작에 의한 재순환모드의 실패가능성이 있다. 이러한 가능성을 배제하기 위해 안전주입계통의 수원을 단일화하는 것이 필요하며 IRWST가 도입된 것이다.

IWSS는 유럽에서 가장 최근에 건설된 프랑스의 N4와 독일의 CONVOI에서도 채택하지 않았으나 EPR에서 새롭게 채택하고 있다. 개량형(Evolutionary)인 EPR은 Siemen, Framatome 및 공동자회사인 NPI가 EDF 및 독일 사업자의 후원으로 개발한 것이다. EPR은 기본설계를 완료하고 국제시장 진출을 준비하고 있으며 또한 1998년에는 경쟁력강화를 위해 최적화를 진행한 바 있다. 예비안전성분석보고서와 건설허가신청에 필요한 모든 정보는 가용한 상태이다[1]. 프랑스와 독일의 규제기관에서는 양국공동규제요건(GPR/RSK Guideline)을 기본으로 하여 주요한 현안은 사업자와 협의를 통해 개선점을 모색하고 있다[2].

미국에서는 EPRI URD, System 80+, AP600등에서 IWSS가 채택되었다. NRC는 System 80+ 안전성평가에서 SRP(Standard Review Plan) 5.4.11, SRP 6.2.2, RG(Regulatory Guide) 1.82의 관련부분을 부분적으로 적용하였으나[3] IWSS에 대한 SRP는 별도로 개발되어 있지 않은 실정이다. 차세대원자로에 대해서는 그동안 기본설계가 개발되어 왔으며 몇몇 기관에서 관련연구를 수행한 바 있으나[4]-[7] 집중적인 연구는 아직 미흡하며 심층연구가 계속될 필요가 있다. 또한 규제관점에서는 이를 종합적으로 정리 및 분석하여 안전성평가에 어떻게 활용할 것인지를 고려하는 것이 필요하다고 판단된다. 이를 위해 차세대원자로 안전규제요건 개발에서는 IWSS에 대하여 상세안전요건, 안전심사지침 및 안전규제지침을 개발해 오고 있다. 따라서 본 논문에서는 IWSS와 관련하여 외국의 안전성평가내용을 분석하고 차세대원자로 안전규제요건에서 IWSS와 관련된 요건의 개발내용과 규제관점에서 안전성확인이 요구되는 항목을 도출하고자 한다.

2 IWSS 규제요건 현황 및 분석

2.1 규제요건 현황 및 분석절차

IWSS의 규제요건과 관련하여 직접적으로는 EPRI URD, Sytem 80+에 대한 NRC의 안전성평가가 참고가 된다. 또한 IRWST관점에서 AP600이 참고가 될 수 있다. EPRI URD 평가에서는 PWR 및 BWR 설계에 대한 내용이 공히 포함되어 있다. BWR의 IRWST에 대해서는 1980년 전후에 수많은 연구가 진행되었다. 이러한 PWR에 대한 안전성평가, IRWST관점에서의 BWR에 대한 안전성평가, 관련 SRP 및 RG에 대한 종합적인 현황은 표 1과 같다.

본 논문에서는 우선 PWR을 기준으로 하여 관련 SRP 및 참조발전소 설계에 대한 NRC의 안전성평가내용을 분석하고 이를 토대로 차세대원자로 안전규제요건을 설정하였으며 이 안전규제요건과 참조발전소 및 차세대원자로의 설계내용을 비교 평가하여 국내의 차세대원자로 안전성검토를 위한 주요 검토확인사항을 도출하였다. 또한 여기에는 BWR의 설계특성 및 안전성 평가내용을 일부 참고로 하였다. 여기서 참조발전소는 EPRI URD, System 80+, AP600, EPR등을 의미한다. IWSS 안전성 검토확인사항의 도출과정을 그림 1로 나타내었다.

표 1. IWSS관련 규제요건 및 안전성평가 목록

	PWR	BWR
NUREG	<p>NUREG-1512 "Final Safety Evaluation Report related to Certification of the AP600 Standard Design"</p> <p>NUREG-1242 (PWR&BWR), "NRC Review of EPRI's Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document"</p> <p>NUREG-1462, "Final Safety Evaluation Report related to Design Certification of CE System 80+"</p>	<p>NUREG-0661 "SER: Mark I Containment Long Term Program"</p> <p>NUREG-0408 "SER: Mark I Containment Short Term Program"</p> <p>NUREG-0808 "Mark II Containment Program Load Evaluation and Acceptance Criteria"</p> <p>NUREG-0802 "SRV Quencher Loads: Evaluation for BWR Mark II and III Containment"</p> <p>NUREG-0783 "Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containments"</p> <p>NUREG-3471 "Pressure Suppression Pool Thermal Mixing"</p> <p>NUREG-0763 "Guidelines for Confirmatory Inplant Tests of Safety- Relief Valve Discharges for BWR Plants"</p> <p>NUREG-0978 "Mark III LOCA-related Hydrodynamic Load Definition"</p>
Standard Review Plan	<p>Standard Review Plan 5.4.11 "Pressurizer Relief Tank"</p> <p>Standard Review Plan 6.2.2 "Containment Heat Removal Systems"</p>	<p>Standard Review Plan 6.2.1.1.C "Pressure Suppression Type BWR Containments"</p>
Regulatory Guide	<p>Reg. Guide 1.82 "Water Sources for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident"</p> <p>Reg. Guide 1.1 "Net Positive Suction Head for Emergency Core Cooling and Containment Heat Removal System Pumps"</p>	

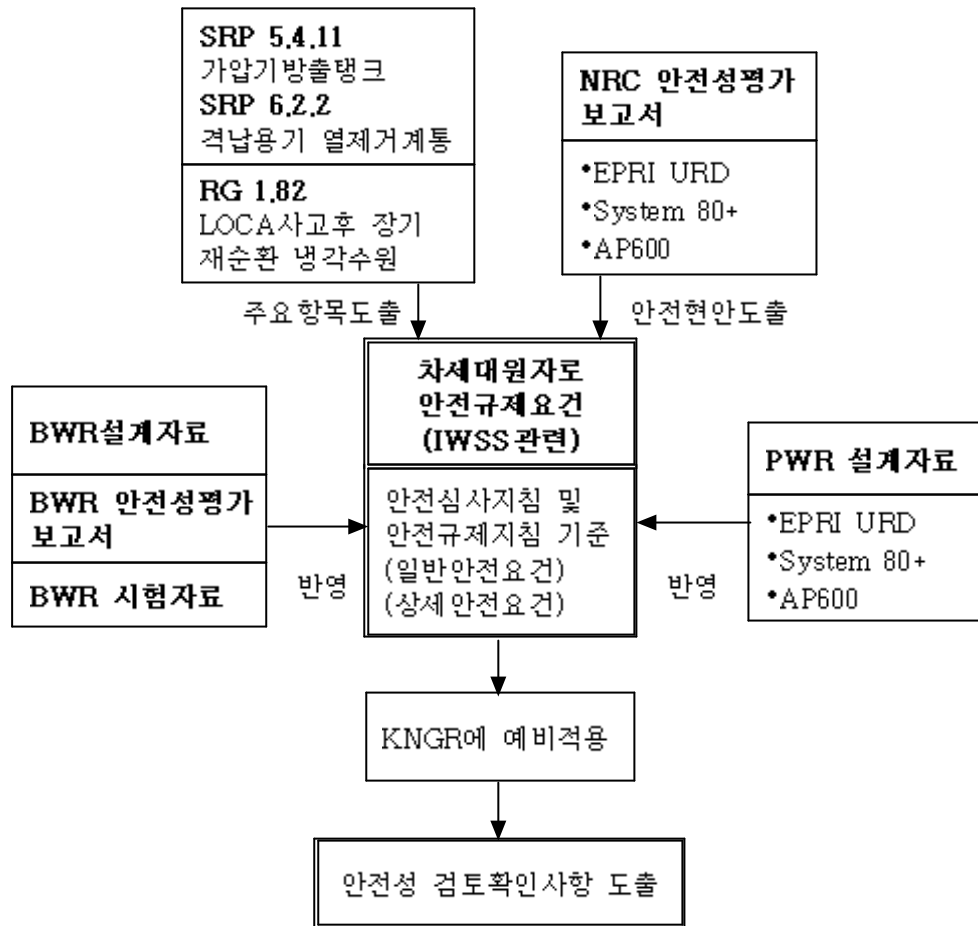


그림 1. IWSS 안전성검토 확인사항 도출과정

2.2 참조발전소 설계에 대한 안전성평가 및 논의

2.2.1 EPRI URD 안전성검토[8]

NRC는 EPRI URD의 안전성을 노심손상 방지요건과 격납용기 관점에서 검토하였다. 먼저 PWR에 대해서는 SIS 펌프의 흡입이 IRWST에서 취하도록 설계되어 있으며 IRWST가 격납용기 펌프로의 조작 필요성을 제거하므로 계통의 복잡성을 줄이고 신뢰성을 향상시킨다는 내용에 대하여 NRC는 그러한 설계특성이 허용가능하다고 판단하였다.

BWR에 대해서는 Suppression Pool의 온도감시계통이 NUREG-0783의 내용을 만족하는지를 평가하였다. 이와 관련하여 EPRI는 다중의 온도센서를 각 quencher에 설치하여야 한다는 NUREG-0783내용을 언급하지 않았다. 이 DSER Open Issue는 FDA/DC단계에서 개별적용을 검토하는 것으로 하고 종결처리하였다.

2.2.2 System 80+ 안전성평가[3]

System 80+ 안전성평가에서 NRC는 Open Item과 RAI로서 안전현안을 제기하였다. Open Item과 관련된 주요 내용은 다음과 같다. 가압기의 PSV 또는 RDV가 작동하면 증기 또는 물은 연결 배관, IRWST의 분배헤드를 통해 sparger 헤드로 흐른다. 고압의 증기제트가 IRWST로 분사되며 여기서 응축되어 IRWST용수와 혼합된다. 이 경우 IRWST는 BWR의 suppression pool과 유사한 기능을 한다. 그러나 초기의 CESSAR-DC에서 ABB-CE는 IRWST와 SRS에 가해지는 수력적

하중을 언급하지 않았다. DSER에서 NRC는 ABB-CE가 이러한 관점에 대한 추가적인 정보를 제출하도록 요구하였다. 이것은 DSER Open Item 6.8-1로 지정되었다. CESSAR-DC 개정N에서 ABB-CE는 6.7.6 “안전감압계통(Safety Depressurization System)에 작용하는 수력적 하중”, 6.8.4 “격납용기내 재장전용수저장탱크(IRWST)에 작용하는 수력적 하중”에서 요구된 정보를 제공하였다. 이러한 해석에 근거하여 ABB-CE는 SDS배관 및 IRWST에 작용하는 하중이 안전방출밸브배관에 대한 배관 및 지지대의 설계능력과 IRWST의 구조적 요소의 설계능력 이내임을 결론지었다. NRC는 이 해석과 근거에 동의하였으며 open item 6.8-1은 해결되었다. 그러나 여기에서 안전감압계통 및 IRWST에 작용하는 수력적 하중에 대한 구체적인 평가내용은 포함되지 않았으며 따라서 이러한 현상에 대한 심층분석이 요구되고 있다.

한편 RAI와 관련된 현안은 다음과 같다. NRC의 RAI Q440.69에 대하여 ABB-CE는 IRWST 수위를 지시하는 수위계측은 제어실에서 고 및 저수위경보를 제공함을 설명하였으며 그리고 RAI Q410.102a의 답변으로 ABB-CE는 수위, 압력 및 온도지시에 대한 설명과 개정된 도면, 계측을 설명하는 6.8.3절을 새롭게 제출하였다. 이것은 요구정보를 만족시켜 허용되었다. RAI Q440.69의 답변으로 ABB-CE는 IRWST가 SRP 6.2.2절과 RG 1.82에 따라 설계되었음을 설명하였다. NRC는 IRWST의 설계 및 해석이 RG 1.82과 6.2.2절에 논의된 바와 같이 SRP 6.2.2절에 따른다고 결론지었다. 이러한 평가에 근거하여 NRC는 격납용기내 용수저장계통은 SRP 5.4.11절, 6.2.2절 및 RG 1.82를 만족하여 허용가능함을 결론지었다. 그러나 여기에서도 System 80+설계가 해당 SRP 및 RG의 어느 부분을 어떻게 만족하고 있는지가 명시되어 있지 않으며 RAI와 관련된 사항도 역시 구체적인 평가내용이 기술되어 있지 않아 별도의 안전성 확인이 요구된다.

이와 관련하여 System 80+ SSAR 6.7.6.1.3절에서는 다음과 같이 결론을 내리고 있다: “1) PSV 운전 및 SDS작동으로 인한 IRWST의 동적하중은 SDS 및 IRWST의 안전기능과 NSSS 및 격납계통 및 기기의 안전운전에 영향을 주지 않는다(6.8.4절 참조). 2) SDS 및 IRWST에 작용하는 수력적 하중의 영향을 포함하여 설계해석확인인 BWR을 위해 개발된 입증된 방법에 근거할 수 있다.” 또한 6.7.6.1절에서는 “SDS 및 IRWST에 작용하는 동적 하중에 대한 평가는 ABB-Atom과의 협력프로그램에 의해 완결되었으며 이것은 BWR NSSS 공급자로서의 경험에 근거한 것임”을 밝히고 있으며 6.7.6.2절에서는 “수력적 하중평가는 ABB-Atom이 개발한 방법과 코드로 수행되었으며 single cell 및 implant 측정을 통해 검증되었다. 해석은 TLOFW사건이후 급속감압동안 4개의 PSV를 통한 최대의 질량유동율에 근거하여 완결되었음”을 설명하고 있다. 여기서 ABB-Atom이 개발한 방법과 코드, single cell 및 implant 측정에 대한 내용도 검토가 필요하다.

2.2.3 AP600 안전성평가[9]

AP600에도 IRWST를 채택하고 있다. 그 기능은 System 80+와 일부 다를 수 있으나 가장 최근에 평가된 내용이므로 IRWST의 열수력현상 검토관점에서 살펴보고자 한다. NRC는 AP600의 IRWST 안전성평가에서 이탈리아에서 수행된 시험설비에 대하여 논의하였다. AP600의 IRWST는 웨스팅하우스와 ENEA(Italian Energy Research Institute)의 지원을 받아 NRC와 ANPA(Italian Regulatory Body)의 감독하에 ENEA와 Ansaldo에 의하여 이탈리아 Casaccia 연구소의 full-size VAPORE facility에서 시험이 수행되었다. 이 시험설비에는 ADS 밸브, sparger, 배관이 포함되며 시험은 AP600의 실제 RCS조건하에서 수행되었다. 주요 시험은 Phase A 및 B로 수행되었으며 그 목적은 다음사항을 확인하기 위한 것이다.

- Phase A : Sparger 설계성능 결정
 - Quencher가 RCS 냉각재를 응축시키는 능력이 있음
 - IRWST에 작용하는 열수력하중이 설계능력내임
 - 열수력하중을 계산하는데 사용된 해석적 방법이 측정된 벽면압력과 비교를 통하여 검증됨
- Phase B : ADS 계통평가
 - 밸브를 통한 유량 및 밸브의 개방시기 결정
 - 전체 배관계통을 통한 유동의 거동 관찰
 - 단상 및 이상 유동조건에서의 수조 열수력하중을 이용하여 ADS blowdown 예측에 사용됨

컴퓨터 코드의 검증

NRC는 이러한 문제에 대하여 일부 문제점을 제기하였으나 전체적으로 타당하다는 결론을 내렸다. 그러나 열수력하중 forcing function 개발방법론에 대한 설명을 Confirmatory Item 6.2.8-1로 요구하였으며 이 사항은 웨스팅하우스가 SSAR의 개정판에 제공함으로써 종결 처리되었다.

2.2.4 EPR 안전성평가 현황[2]

유럽형원자로(EPR)의 개발과 함께 프랑스의 IPSN과 독일의 GRS는 EPR에의 적용을 위한 규제 요건으로서 GPR/RSK Guideline을 개발하였다. 이 Guideline은 GPR/RSK subgroup, GPR/RSK plenary session, GPR/RSK recommendation, DFD meeting(양국정부회의)등을 거쳐서 완성된다. 논의된 대표적인 분야를 보면 중대사고 및 결과, 계통설계현안, 일차계통 건전성, 이차측 과압방지, 설계와 관련된 일반안전요건등이다. EPR 개발에도 차세대원자로와 같이 설계과정에서 주요현안이 도출되면 규제기관과 긴밀한 관계를 유지하여 기술기준의 보완 및 설계개선이 이루어지고 있다. 그러나 이러한 기준이 수립되기까지 논의된 배경과 구체적인 내용은 파악하기 어려운 상태이다.

따라서 EPR의 IWSS 설계에 대한 설계특성과 적용된 규제요건 및 기술기준을 조사 분석하고 관련기관의 설계, 실험 및 규제경험을 공유함으로써 동 현안을 효율적으로 검토할 수 있을 것으로 생각된다.

한편 산업계에서는 Framatome과 Siemens의 공동자회사인 NPI에서 EPR에 적용할 수 있는 산업기준으로서 ETC (EPR Technical Guideline)를 개발하고 있다. 프랑스와 독일의 경우 GPR/RSK Guideline 하부에 각각 RCC와 KTA가 규정되어 있다. 그러나 EPR의 원활한 진행을 위해 이 두 기준을 통합하고 양국공동규제요건(GPR/RSK Guideline)을 충실히 반영하기 위하여 ETC (EPR Technical Guideline)가 개발되고 있다. ETC는 산업계의 기준이라 하더라도 상위 요건과 긴밀한 관계를 가지며 상위요건의 일부를 포함하고 있다. 실제로 개발과정에서 규제기관이 개입되며 규제기관의 승인을 받아 진행되고 있다. ETC의 개발은 규제기관으로부터 EPR 기본설계의 인증을 받기 위하여 그리고 기본설계의 결과를 개선하기 위하여 필요한 것으로 보고 있다.

3. 차세대원자로 안전규제요건 개발

차세대원자로 안전규제요건은 안전규제요건 체계별로 수립되어 있다. 일반안전요건은 미국의 GDC 수준이며 상세안전요건은 공통요건 및 계통별요건으로 구성되어 있다. 안전심사지침과 안전규제지침은 안전기술원의 내부지침에 해당된다[10]. 그중 IWSS와 직접, 간접적으로 관련된 규제요건의 체계와 주요내용을 보면 다음과 같다.

일반안전요건은 외적요인 설계기준등을 규정하고 있으며 상세안전요건은 비상노심냉각계통 요건중의 일부로서 가압기 안전밸브를 통한 방출물에 의한 수력하중 및 진동하중 수용에 대한 정량적 해석을 요구하고 있다. 안전심사지침은 안전 및 방출밸브의 inplant 확인시험,탱크의 국부온도 허용치등을 규정하고 있으며 안전규제지침은 규제 입장을 밝히고 있다. 표준설계 안전성분석보고서(SSAR) 작성지침은 SSAR작성의 지침으로 제시하는 것이다. 각 요건 및 지침의 주요내용은 표 2와 같다.

4. 안전성평가를 위한 검토확인사항

4.1 설계안전성 평가

차세대원자로의 기본 설계가 진행되면서 설계자와 규제기관의 원활한 의견교환을 위하여 System Design Criteria, System Functional Description등 설계자료의 안전성 검토가 차세대사업 2단계동안 진행되었다. 이에 대한 검토보고서가 발행된 바 있으며[11] 동 검토내용과 앞 절에서 검토한 내용을 종합적으로 4.2절에 정리한다.

표 2. 차세대원자로 안전규제요건중 IWSS관련 요건

차세대원자로 안전규제요건	주요 내용	비 고
일반안전요건 II-4, II-5, II-7, II-12, II-27	<ul style="list-style-type: none"> • 품질기준 • 외적요인 설계기준 • 환경 및 동적설계기준 • 시험성/감시성/검사성/보수성 • 열제거등 	IWSS에 기본적으로 적용되는 일반안전요건임.
상세안전요건 7.3 비상노심냉각 요건	7.3.3.6절, 장기냉각수원 <ul style="list-style-type: none"> • 충분한 탱크용량 • 수조의 과압방지 장치 • 격납용기 살수펌프 흡입요건 • 가압기 안전밸브를 통한 방출물에 의 한 수력하중 및 진동하중 수용에 대 한 정량적 해석 	장기냉각수원에 대해서는 IRWST를 설계에 반영할 경우와 그렇지 않을 경우를 모두 고려할 수 있도록 기존 BTP/RSB 6-1 및 URD 요건을 참고하여 규정함.
안전심사지침 6.8 격납용기내 저장수 계통	<ul style="list-style-type: none"> • 지진의 효과로부터 안전등급 기기의 손상 방지 • 가압기 과압방출밸브 및 안전밸브 방 출물 수용 탱크용량 • 탱크 체적 및 저장수의 온도 • 증기방출후 냉각에 따른 진공에 대한 변형방지 • 고온, 고압, 고수위, 저수위 계측설비 • 안전등급기기에 대한 비산물위험 • 격납용기 열 및 압력감소 능력 • NPSH 요건 • 비상점프의 성능 • 주기적 성능 및 시험 • 정상 및 사고조건에서의 계측 • 안전 및 방출밸브의 implant 확인시험 • 탱크의 국부온도허용치 	다음의 SRP 및 NUREG 중 IWSS관련 사항을 정리함. SRP 5.4.11 가압기방출탱크 SRP 5.4.16 안전감압계통 SRP 6.2.2 격납건물 열제거계통 SRP 6.2.1.1.C BWR 격납건물 과압방지 NUREG-0763 Implant 확인시험
안전규제지침 8.4 격납건물 열제거 계통의 성능 평가	<ul style="list-style-type: none"> • 단일기기의 오동작으로 발생하는 결 과에 대한 분석 • 격납건물 열제거계통 펌프의 NPSH • 살수계통의 열제거 능력 분석 • 가동중 검사 및 작동성 시험에 대한 설계 및 수행계획 • 단열재등의 파편이 재순환유로에 미 치는 영향 	기존의 RG 1.1과 8.2를 통합하고 ANSI/ANS 56.5를 참고로 보완하여 지침화 함.
표준설계 안전성분석 보고서(SSAR) 작성 지침 6.8 격납용기내 저장수 계통	<ul style="list-style-type: none"> • 설계기준 • 계통설계 • 설계평가 • 시험 및 검사 • 계측계통 설계 	RG 1.70, CESSAR를 참고로 하여 작성함.

4.2 안전성검토확인 필요사항

지금까지 수행된 외국의 규제요건 검토를 통한 차세대원자로 안전규제요건의 개발, 개발된 요건과 차세대원자로의 설계특성[12]의 비교 분석, 그리고 기 수행된 설계자료 평가 결과 추후 안전성 평가 수행시 검토 확인되어야 할 사항은 다음과 같다. 이 사항들은 현재 설계자의 설명자료[13]로 상당히 이해될 수 있는 부분이 있지만 내용에 대한 검증계산 및 실증실험과 관련해서는 추가 검토의 여지가 있다. 따라서 이 사항들은 규제관점에서 계통의 특성을 이해하고 안전성을 확인하기 위해 검토되어야 할 사항이라고 판단된다.

▣ 정상 및 사고시 IRWST용량의 적합성

- 다음의 용량확보에 대한 근거
 - IRWST 용량 : 655,800 gal
 - 정상운전시(핵연료재장전 운전등) : 614,790 gal
 - 설계기준사고시(SBLOCA 등) 안전계통(SIS, CSS) 작동시 : 495,000 gal
 - 설계기준초과사고시(TLOFW, SBO)
 - 중대사고시(reactor cavity 침수 필요용량등) : 210,490 gal
- 최대의 용량이 요구되는 사고조건의 설정 및 분석결과

▣ SDVS(Safety Depressurization and Vent System)배관 및 IRWST에 미치는 열수력적 하중 수용여부

- SDVS작동시 유체방출량 및 SDS부터 IRWST까지 배관내 유동분석, 수격현상의 가능성
- SDVS배관에 미치는 열수력적 하중 및 하중수용 배관설계
- IRWST내 열수력적 하중
 - Water Clearing Load, Air Clearing Load, Steam Discharge Load, and Intermittent Condensation Load
 - IRWST T/H Transient Load Definition
 - Air Transient Analysis
 - Test Pressure and Frequency Data Reduction 등
- 증기응축 실험결과 및 하중해석 방법론
- IRWST내의 bulk temperature, 수온분포 및 유동장 분석(효과적인 응축)
- IRWST내 sloshing 현상
- IRWST내 열수력 하중을 수용하기 위한 IRWST설계
- ABB-CE(ABB-Atom) 설계 및 실험 자료와 검토사항

▣ Sparger 관련 현상

- KNGR 채택 형상 및 갯수
- Sparger의 형상, 크기, 위치에 따른 열수력 현상
- ABB-Atom, System 80+ 설계와 KNGR 설계의 비교, 상사성 평가, 상관관계
- ABB-Atom 설계 및 실험자료의 KNGR 적용성 평가(Sparger 방출 기포 거동분석 포함)
- Fluent Code를 이용한 탱크내 유동현상 분석(bubble peak pressure, 기포 거동분석 포함)
 - Sparger부분 모델링, 증기분출 모델링, 초기/경계조건, 계산현상
 - 실제 KNGR의 형상 및 운전상태의 상사성 및 관련성
- 분석자료의 신뢰성 확보를 위한 실증실험 계획, 범위 및 방법

▣ IRWST 과압방지 및 수소폭발 방지수단

- 정상, DBA, 중대사고시 과압방지
 - Free Space Volume, Venting, Damper, Igniter 등

- IRWST 냉각이 불가능하다고 가정하고 DBA steam release와 POSRV 작동의 결과를 수용하기 위한 설계
- 사고동안 IRWST내의 수소가, SI계통의 작동방지 또는 격납용기에 손상을 줄 수 있는 detonation을 일으킬 수 있는 가능성
- 수소폭발을 방지하기 위한 수단
 - 기기의 종류, 위치 및 갯수

▣ HVT(Holdup Volume Tank) 및 CFS(Cavity Flooding System)

- HVT의 용량 및 정화절차
- 공동침수를 위한 능동 및 피동 방식
- IRWST, HVT, CFS 및 Spillway들의 elevation
- CFS fusible plug의 기능, 용융온도등의 사양 및 근거

위에서 언급한 여러가지 확인사항중에서 특히 SDVS배관 및 IRWST에 미치는 열수력적 하중, IRWST내의 수온분포 및 유동장 분석, Sparger 관련현상은 여러가지 확인하여야 할 측면이 있으므로 설계내용에 대한 심층 분석 및 검증이 필요하다고 판단된다.

5. 결론 및 후속검토계획

IWSS는 차세대원자로에 새롭게 설계되는 계통으로서 IRWST, HVT, CFS등으로 구성된다. IRWST는 가압기로부터 방출되는 증기의 응축과 열침원의 기능, 사고시 안전주입계통과 격납건물 살수계통의 작동에 필요한 냉각수원의 기능, 중대사고시 공동침수계통에 냉각수를 공급하는 기능을 가진다. IRWST는 PWR에서는 아직 실증되지 않은 계통이라고 볼 수 있다.

IWSS를 채택하고 있는 EPRI URD, System 80+, AP600 및 EPR에 대한 안전성평가 내용을 분석하였고 이를 바탕으로 차세대원자로 안전규제요건으로서 IWSS에 대한 일반안전요건, 상세안전요건, 안전심사지침, 안전규제지침 및 표준설계 안전성분석보고서 작성지침의 개발내용을 제시하였다. 또한 규제관점에서 안전성확인이 요구되는 항목을 도출하였다. 특히 SDVS배관 및 IRWST에 미치는 열수력적 하중, IRWST내의 수온분포 및 유동장 분석, Sparger 관련현상은 여러가지 확인하여야 할 측면이 있으므로 설계내용에 대한 심층 분석 및 검증이 필요하다고 판단된다. 개발된 요건은 향후 차세대원자로의 안전성평가를 위한 기술기준으로 활용될 수 있으며 이와 관련한 규제기술 개발은 안전성 확인을 효율적으로 수행하도록 할 수 있을 것이다. 아울러 현재 진행되고 있는 외부위탁연구 결과 및 외국 자문결과의 반영과 더불어 IRWST와 비슷한 기능을 가지고 있는 BWR의 suppression pool에 대해서도 현상 및 규제관점에서의 검토가 추후 요구된다.

참고문헌

- [1] The EPR - A Safe and Competative Solution for Future Energy Needs, U. Fischer, at al, International Symposium on Evolutionary Water Cooled Reactors: Strategic Issues, Technologies and Economic Viability, Seoul Korea, 30 November - 4 December 1998, page 38.
- [2] The EPR proceedings, Hotel Maritim Cologne, 19-21 October 1997.
- [3] NUREG-1462 Final Safety Evaluation Report related to Design Certification of CE System 80+, February 1994.
- [4] KINS/HR-234 차세대원자로 특이설계 안전성 검증체계 정립, 1998.12, 서울대학교 기초전력공학공동연구소.
- [5] KINS/HR-217 주요 핵심기술현안 해결방안 연구, 1998.6, 선문대학교.
- [6] KINS/HR-247 신형원자로 인허가 현안 적용방안 수립, 1999.2, 조선대학교 원자력연구센터.
- [7] KAERI/CM-264/98 SDS 배관의 열수력하중 예측모델 개발, 1998, 경희대학교.

- [8] NUREG-1242 NRC Review of EPRI's Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, August 1992.
- [9] NUREG-1512 Final Safety Evaluation Report related to Certification of the AP600 Standard Design, September 1998.
- [10] KINS/GR-172 차세대원자로 안전규제기술 개발, 1999.2, 한국원자력안전기술원.
- [11] KINS/GR-171 차세대원자로 설계안전성 평가보고서 1989.9, 한국원자력안전기술원.
- [12] KNGR Standard Safety Analysis Report, KEPCO.
- [13] IRWST 관련계통 및 T/H 분석(발표자료), 1999.8, 차세대원자로사업부, KOPEC BOP.