

차세대 원자로 표준 설계 안전성 분석 보고서 작성 지침 개발

Development of Format and Contents of Safety Analysis Report
for the KNGR Standard Design

이재훈 · 김웅식 · 윤영길
안형준 · 설광원 · 이재성
신안동 · 이상규 · 최강룡
김만웅 · 정윤희

한국원자력연구소

* 요약 *

원자력발전소의 안전성분석보고서(SAR) 작성시 이용되어온 USNRC의 RG 1.70을 참고로 하고, 신형 원자로와 관련된 최신의 규제 정보와 차세대 원자로의 설계 특성에 근거하여, 차세대 원자로 표준 설계용 SAR 작성 지침(안)을 개발하였다. 개발된 지침(안)은 RG 1.70에 비해 상당히 많은 추가적인 안전 설계 정보를 제시하도록 구성하였으므로, 이 지침을 표준 설계에 대한 안전성 심사에 이용할 때 효율적이고 일관성 있는 안전성 판단을 할 수 있고, 이에 근거하여 향후 통합 허가(COL)용 SAR 작

성 지침을 쉽게 개발할 수 있을 것으로 기대된다. 또한 일부 산업 기술 수준의 준용을 제외하고는 국산화를 실현함으로써 우리 고유의 지침 역할을 할 수 있게 되었다. 본 연구를 통해 개발된 지침(안)의 객관성과 일관성을 보장하기 위하여 향후 전문가 검토가 수행될 예정이며, 검토 의견을 반영하여 내용을 보완한 후 차세대 원자로 표준 설계의 인·허가 심사에 활용될 예정이다.

서론

차세대 원자로의 인허가 제도 및 절차의 개선 방안 연구 결과에 근거하여, 현재 사전 안전성 검토 제도, 표준 설계 인가 제도 및 표준형 원자로 통합 허가 제도 등의 도입 방안과 이 신규 제도들을 수용하기 위한 원자력법 개정(안)이 제시되어 있으며, 설계 부분에서는 표준 설계에 대한 인허가를 취득하기 위하여 규제 기관에 제출할 안전성분석보고서(Safety

Analysis Report : SAR)의 작성을 준비하고 있다.

따라서 안전성 심사의 효율성을 제고하기 위하여 안전성분석보고서에 포함되어야 하는 정보에 대한 규제 기관의 입장을 나타낼 적절한 지침이 필요하게 되었다.

현행 원자력법 제11조(건설 허가)에서는 원자로 시설을 건설하고자 하는 경우 대통령이 정하는 바에 따라 과학기술부 장관의 허가를 받도록 하고 있는데, 허가 신청서에는 안전성 분석보고서를 첨부하도록 되어 있고, 동법 시행규칙 제3조(건설 허가 첨부 서류의 작성)에는 안전성분석보고서에 기재되어야 하는 사항을 제시하고 있다.

그러나 현재 안전성분석보고서의 작성과 관련하여 각 분야별로 포함되어야 하는 구체적인 기술적 내용 및 형식에 대한 공식적인 규제 문서는 존재하지 않는다.

선행 호기의 경우 USNRC의 Reg. Guide 1.70을 참고로 하여 안전성분

석보고서를 작성하고 규제 기관에 제출하여 안전성 심사를 받아 왔다.

차세대 원자로 안전성 심사에서는 현재 개발되고 있는 우리 고유의 안전 규제 요건과 지침을 중심으로 모든 규제 관련 문서가 우리것화된 상태에서 활용되어야 하므로 USNRC의 RG 1.70에 해당하는 국산화된 안전성분석보고서 작성 지침을 개발하는 것은 중요한 의미를 갖는다.

RG 1.70은 USNRC의 규제 요건 및 규제 지침을 참고로 하고 있고, 기재 내용 또한 예비안전성분석보고서(Preliminary Safety Analysis Report : PSAR)과 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report : FSAR)로 나뉘어 기술되어 있어서 차세대 원자로의 표준 설계 인가 제도와 연계한 안전성분석보고서의 작성 지침으로서는 적합하지 못한 부분이 존재한다.

또한 RG 1.70은 78년도에 개정된 이래 개정 활동이 없음에 따라 기술의 변천 및 규제 요건의 변화를 수용하지 못하는 부분이 상당히 존재하게 되었다.

따라서 차세대 원자로의 표준 설계 인가를 위한 안전성분석보고서 작성 지침을 개발하기 위해서는 기존의 RG 1.70의 틀을 기초로 하여 신규의 기술 및 규제 정보와 우리 고유의 안전 규제 요건 및 규제 지침을 참고하면서 표준 설계 인가를 위한 안전성 분석보고서 작성 지침을 개발하여야

한다.

본 논문에서는 차세대 원자로 안전 규제 요건 및 규제 지침을 근간으로 하는 표준 설계용 안전성분석보고서 작성 지침의 개발 결과를 제시하였다.

동 지침은 향후 한국원자력안전기술원 내부 전문 부서의 기술 검토 및 외부 전문가의 의견을 반영하여 최종 화합으로써 차세대 원자로의 인허가 심사를 위한 기초 문서로 활용될 것이다.

안전성분석보고서 작성지침 개발

1. 기본 방향

차세대 원자로의 표준 설계에 대한 안전성분석보고서 작성 지침은 그 동안 기존 원전 안전성분석보고서의 작성에 참고해 온 USNRC RG 1.70과의 번역본을 기초로 개발되었다.

RG 1.70은 미국 내에 존재하는 각종 원자로형을 모두 수용할 수 있도록 기재 내용을 구성하고 있지만, 초안의 형태로 개발된 작성 지침은 차세대 원자로형인 가압 경수로형(PWR)에 국한하고 있다.

작성 지침은 표준 설계 인가에 초점을 두고 있으므로 부지 선정 또는 원자로 운영과 관련된 내용들은 상당 부분 배제된다.

부지 선정 또는 원자로 운영 관련 내용의 기재 부분에서는 통합 허가(Combined License : COL) 신청자의 기재 책임을 명기하는 형식으로

COL 신청용 SAR 작성 지침으로의 확장을 위한 탄력성을 부여하고 있다.

기재를 요구하는 상세도 수준은 대체적으로 PSAR과 FSAR의 중간 정도이지만, 설계 항목에 따라서는 FSAR과 동등한 수준 또는 PSAR 수준의 정보를 요구하는 경우도 있다.

차세대 원자로의 안전 특성상 신규의 설계 개념 또는 안전 체계가 추가되고 있는데, 이들 설계 특성에 대해서는 가능하면 별도의 절을 구성하여 RG 1.70과의 차별화를 시도하였다.

2. 개발 내용 및 특이성

RG 1.70의 SAR 작성 지침 내용은 USNRC의 10 CFR 50 Appendix A GDC와 Reg. Guide 등을 참고로 하여 구성되어 있다.

따라서 USNRC 요건 및 지침의 내용을 차세대 원자로 안전 규제 요건(일반 안전 요건, 상세 안전 요건 및 안전 규제 지침)으로 대체하는 것이 요구된다.

개발된 SAR 작성 지침은 차세대 원자로 안전 규제 요건 및 안전 규제 지침을 우선 기재하고 USNRC의 규제 요건 및 지침을 괄호로 표기토록 하였다.

이 과정에서 USNRC 10 CFR/Reg.Guide와 차세대 원자로 안전 규제 요건/규제 지침간의 Cross Reference표를 작성하였다.

Cross Reference표로부터 대체되지 않는 USNRC 요건이나 지침이

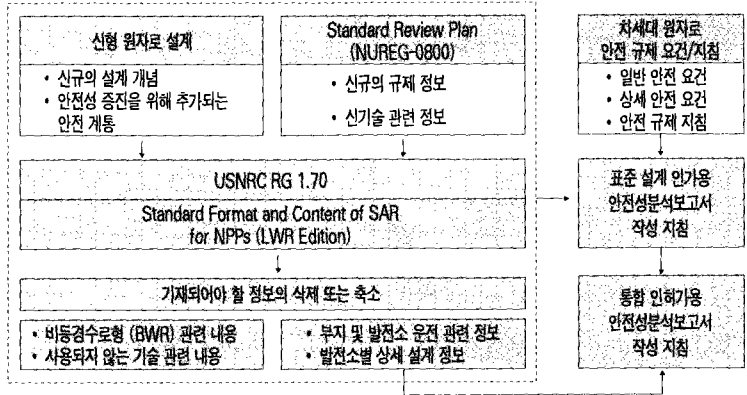
발생할 수도 있는데, 추가 개발 또는 수정이 필요한 요건 또는 지침과 그 세부 내용들이 도출되는 경우 요건 및 지침 개발에 반영하게 된다.

RG 1.70의 내용은 그동안 갖은 개정이 있어 왔지만, 78년 개정 이래 거의 개정이 이루어지지 않은 반면 SAR 심사 지침인 SRP(Standard Review Plan)는 95년 이래 전면적인 개정 작업을 추진중에 있다.

따라서 작성 지침의 구성에 있어서 최신의 규제 정보를 반영하기 위하여 SRP 목차 및 개정 내용을 참고로 하였다.

차세대 원자로의 설계 특성 및 USNRC SRP에 기재된 신규의 규제 정보를 비교 검토하여 RG 1.70의 SAR 작성 내용에 추가하여 논의해야 할 다음과 같은 항목들을 도출하였으며, System 80+ CESSAR-DC, System 80+ 설계에 대한 USNRC의 심사 보고서 및 차세대 원자로 설계 보고서 등 이용 가능한 정보를 토대로 SAR 작성 지침을 구성하였다.

- 제2장 : 2.0 부지 포괄 특성
- 제6장 : 6.7 안전 감압 계통, 6.8 격납 용기내 저장수 계통
- 제10장 : 10.4.10 이차측 피동형 복수 계통
- 제14장 : 14.1 시공 및 성능 시험 계획
- 제17장 : 17.4 신뢰도 보증 프로그램
- 제18장 : 인간 공학



(그림) 안전성분석보고서 작성 지침 개발 접근 방법

- 제19장 : 중대 사고 평가

RG 1.70의 기재 내용과 SRP 기재 내용간의 기술적 격차 부분을 해소하기 위하여 SRP의 신규 정보를 대폭 작성 지침에 반영하였으며, 이 반영 과정에서 발생하는 RG 1.70과의 차이점을 모두 도출하여 변경 내용 비교표를 작성하였다.

보다 구체적인 변경 내용들의 비교는 보고서 KINS/GR-183의 제3장에 논의되어 있다. 전반적인 SAR 개발 전략 및 방법이 (그림)에 제시되어 있다.

개발되는 지침의 객관성 및 일관성을 보장하기 위하여 개발된 초안을 한국원자력안전기술원 내·외부 전문가의 기술 검토를 거치게 된다.

특히 차세대원자로 개발사업단 내 전문 기관의 검토를 거치게 되며, 검토 의견을 반영하여 수정·보완된 지침은 최종적으로 위상을 부여 받아 차세대 원자로 인허가 활동에 활용하

게 될 것이다.

SAR 작성 지침 내 규제 요건 및 지침의 대체

RG 1.70를 기초로 하여 차세대 원자로 표준 설계 SAR 작성 지침 개발 과정에서 설명한 바와 같이 RG 1.70에 기재되어 있는 USNRC의 10 CFR 및 Reg. Guide 부분은 차세대 원자로 안전 규제 요건 및 지침으로 전량 교체된다.

이 과정에서 USNRC 규제 요건과 차세대 원자로 안전 규제 요건간의 상호 비교를 통해 요건 대체의 완전성을 확인할 수 있다.

USNRC 규제 요건을 기준으로 하는 경우 차세대 원자로 안전 규제 요건의 완전성을 확인할 수 있는 반면, 차세대 원자로 안전 규제 요건을 기준으로 USNRC 요건을 비교하는 경우에는 차세대 원자로 안전 규제 요

건의 우수성을 확인할 수 있다.

이번 평가에서는 RG 1.70에 기재되어 있는 USNRC 요건을 기준으로 10 CFR 50 Appendix A GDC, 10 CFR 요건과 Reg. Guide에 대해서 비교를 수행하였다.

GDC의 경우 격납 용기 격리 설계(GDC 55, 56, 57) 관련 내용을 제외하고는 전량 차세대 원자로 일반 안전 요건으로 대체될 수 있는 것으로 나타났다.

격납 용기 격리 설계 관련 GDC는 상세도에 맞도록 차세대 원자로 상세 안전 요건으로 대체된다.

USNRC 10 CFR 50 Appendix A GDC와 차세대 원자로 일반 안전 요건 및 상세 안전 요건간의 대체 비교 내용이 <표>에 제시되어 있다.

RG 1.70에 언급된 10 CFR 조항과 Reg. Guide들 중 일부 내용들이 KNGR 요건으로 대체되지 않는 것으로 평가되었다.

이들에는 작업 종사자 경고/지시/보고, 면허 조건 변경, 종사자 선정 및 훈련, 운전 정보 보고 등이 포함되어 있으나, 발전소 운영과 관련된 사항으로서 직접적으로 표준 설계 SAR 작성에 영향을 주는 요소들은 아니다.

그러나 COL용 SAR 작성에서는 운영 관련 사항들이 고려되어야하므로 향후 상세 평가를 거쳐 추가 개발을 해야 할 것이다.

이상과 같이 RG 1.70에 기술되는 USNRC 요건 및 Reg. Guide는 그

<표> USNRC GDC와 KNGR 일반/상세 안전 요건 대체 비교표

10 CFR 50 Appendix A (GDC)	KNGR 일반 안전 요건/상세 안전 요건	비 고
GDC 1(품질 표준 및 기록)	일반 II-4(품질 기준)	
GDC 2(자연 현상 보호 설계 기준)	일반 II-5(외적 요인 설계 기준)	
GDC 3(화재 방호)	일반 II-6(화재 방호)	
GDC 4(환경 및 동적 효과 설계 기준)	일반 II-7(환경 및 동적 설계 기준)	
GDC 5(설비 공유)	일반 II-8(설비 공유)	
GDC 6-9(설정 내용 없음)	N/A	
GDC 10(원자로 설계)	일반 II-16(원자로 설계)	
GDC 11(원자로 고유 보호)	일반 II-18(원자로 고유 보호)	
GDC 12(원자로 출력 진동 억제)	일반 II-19(원자로 출력 진동 억제)	
GDC 13(계속 제어)	일반 II-20(계속 제어)	
GDC 14(원자로 냉각재 압력 경계)	일반 II-23(원자로 냉각재 압력 경계)	
GDC 15(원자로 냉각재 계통 설계)	일반 II-24(원자로 냉각재 계통 설계)	
GDC 16(격납 용기 설계)	일반 II-25(격납 용기 설계)	
GDC 17(전력 계통)	일반 II-29(전력 공급)	
GDC 18(전력 계통 시험 및 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 19(제어실)	일반 II-30(제어실)	
GDC 20(보호 계통 기능)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 21(보호 계통 신뢰성/시험성)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 22(보호 계통 독립성)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 23(보호 계통 고장 모드)	일반 II-22(보호 계통)	- GDC 23=일반 II-22+ II-7
GDC 24(보호 및 제어 계통 분리)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 25 (반응도 제어 고장-보호 계통 요건)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 26 (반응도 제어 계통 다중성 및 능력)	일반 II-21(반응도 제어 계통)	
GDC 27(복합 반응도 제어 계통 능력)	일반 II-21(반응도 제어 계통)	
GDC 28(반응도 제한치)	일반 II-21(반응도 제어 계통)	
GDC 29(AOO에 대한 보호)	일반 II-22(보호 계통)	
GDC 30(RCPB 품질)	일반 II-23(원자로 냉각재 압력 경계)	- GDC 30=일반 II-23+ II-4
GDC 31(RCPB 파단 보호)	일반 II-23(원자로 냉각재 압력 경계)	
GDC 32(RCPB 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 33(원자로 냉각재 보충)	일반 II-24(원자로 냉각재 계통 설계)	
GDC 34(잔열 제거)	일반 II-26(정상 열제거)	
GDC 35(비상 노심 냉각)	일반 II-27(비상 열제거)	
GDC 36(ECCS 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 37(ECCS 시험)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 38(격납 용기 열제거 수단 구비)	일반 II-25(1.격납 용기 열제거 수단)	
GDC 39(격납 용기 열제거 계통 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	

에 상응하는 차세대 원자로 일반 안전 요건, 상세 안전 요건 및 안전 규제 지침들로 적절히 대체될 수 있는 것으로 확인되었다.

따라서 차세대 원자로 표준 설계 SAR 작성 지침(안)에 이들 요건 및 지침을 반영함으로써 기술적으로는 RG 1.70과 동등 이상의 수준을 보유 하면서 일부 산업 기술 기준의 기재 부분을 제외하고는 국산화를 실현하는 성과를 얻었다고 볼 수 있다.

또한 표준 설계의 인허가 심사시, 사업자로 하여금 개발된 SAR 작성 지침에 따라 설계 정보를 제시토록함으로써 효율적인 안전성 평가가 가능할 것으로 기대된다.

동 지침에 본 연구에서 확인된 추가 개발이 필요한 운영 관련 요건 및 지침을 기재함으로써 COL용 SAR 작성 지침을 용이하게 개발할 수 있을 것으로 판단된다.

결론 및 향후 계획

차세대 원자로의 표준 설계에 대한 안전성분석보고서 작성 지침이 기존 원전 안전성분석보고서의 작성에 참고해 온 USNRC RG 1.70과 신규의 안전 규제 정보에 기초하여 개발되었다.

RG 1.70에 기술되는 USNRC 요건 및 Reg. Guide는 그에 상응하는 차세대 원자로 일반 안전 요건, 상세 안전 요건 및 안전 규제 지침들로 적

〈표〉 USNRC GDC와 KNGR 일반/상세 안전 요건 대체 비교표(계속)

10 CFR 50 Appendix A (GDC)	KNGR 일반 안전 요건/상세 안전 요건	비 고
GDC 40(격납 용기 열제거 계통 시험)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 41(격납 용기 대기 정화)	일반 II-25(2. 핵연료 생성물/가연성 기체 제어)	
GDC 42(격납 용기 대기 정화 계통 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 43(격납 용기 대기 정화 계통 시험)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 44(냉각수)	일반 II-28(최종 열제거)	
GDC 45(냉각수 계통 검사)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 46(냉각수 계통 시험)	일반 II-12(시험·감시·검사·보수)	
GDC 47 - 49(설정 내용 없음)	N/A	
GDC 50(격납 용기 설계 기준)	일반 II-25(3. DBA 조건 지탱)	
GDC 51(격납 용기 압력경계 파괴 방지)	일반 II-25(5. 파괴 최소화)	
GDC 52(CILRT 시험 능력 - Type A)	일반 II-25(4. 격납 용기 누설률 시험 설계)	
GDC 53(LLRT - Type B)	일반 II-25(4. 격납 용기 누설률 시험 설계)	- GDC53=일반 II-25.4 + II-12
GDC 54(LLRT - Type C)	일반 II-25(4. 격납 용기 누설률 시험 설계)	- GDC53=일반 II-25.4 + II-12
GDC 55(RCPB 관통부 격리 방안)	상세 8.4.1(격리 기본 요건 - 라)	- 상세 안전 요건
GDC 56(1차 격납 용기 격리 방안)	상세 8.4.1(격리 기본 요건 - 라)	- 상세 안전 요건
GDC 57(폐쇄 계통 격리 방안)	상세 8.4.1(격리 기본 요건 - 마)	- 상세 안전 요건
GDC 58 - 59(설정 내용 없음)	N/A	
GDC 60(환경으로의 방사성 물질 유출 제어)	일반 II-32(1. 방사성 물질 처리/제어/저장)	
GDC 61(핵연료 저장/취급 및 방사능 제어)	일반 II-33(핵연료 취급 및 저장)	
GDC 62(핵연료 저장/취급시 임계 방지)	일반 II-33(핵연료 취급 및 저장)	
GDC 63(핵연료 및 폐기를 저장 감시)	일반 II-33(핵연료 취급 및 저장)	
GDC 64(방사능 유출 감시)	일반 II-31(3. 방사선 방호 설비)	

절히 대체될 수 있는 것으로 확인되었으며, 차세대 원자로 표준 설계 SAR 작성 지침(안)에 이들 요건 및 지침을 반영함으로써 기술적으로는 RG 1.70과 동등 이상의 수준을 보유 하면서 일부 산업 기술 기준의 기재 부분을 제외하고는 국산화를 실현하

였다. 개발된 지침을 RG 1.70과 비교할 때 다음과 같은 특성을 갖는 것으로 평가되었다.

① 부지 선정 및 운영과 관련된 상세 정보의 제시는 표준 설계 단계에서 제시가 가능한 기본 정보 수준으

로 축소하거나 삭제함.

② 파단전 누설 평가 절차, 계통간 냉각재 상실 사고, 안전 감압 계통, 격납 용기 내부 저장수 계통, 다양성 계측 제어 계통, 데이터 통신 계통, 피동 이차 냉각 계통, 시공 및 성능 시험 계획, 신뢰도 보증 프로그램, 확률론적 안전성 평가(PSA) 및 중대 사고 대처 성능 평가 등에 대한 절을 신설함.

③ 부지 특성, 품질 보증, 인간 공학 관련 장은 표준 설계에 적용 가능하도록 절의 내용을 재구성함.

④ 저온 상태에서의 과압 보호, 가압 열충격, 설계 기준 사고 조건에서

의 펌프/밸브 IST 설계, ISLOCA 가 능성 배제, 중대 사고시 수소 제어, SPDS/ERF 및 NDL, 각 안전 모션 에 독립된 소의 전력 선로 확보, 대체 교류 전원 설계 등에 대한 기재 내용을 강화함.

⑤ BWR 관련 사항, 표준 설계 인가 단계에서 제시 불가 항목, 구식 기술, 기타 차세대 원자로에 채용하지 않는 기술을 삭제함.

개발된 지침(안)은 RG 1.70에 비해 상당히 많은 추가적인 안전 설계 정보를 제시하도록 구성하였으므로, 이 지침을 표준 설계에 대한 안전성

심사에 이용함으로써 효율적이고 신뢰성 있는 안전성 판단을 할 수 있고, 동 지침을 이용하여 향후 COL용 SAR 작성 지침을 쉽게 개발할 수 있을 것으로 기대된다.

개발된 작성 지침(안)은 객관성 및 일관성을 보장하기 위하여 3단계 사업 기간 중 차세대원자로 개발사업단 내 전문 기관의 검토를 포함하는 내외부 전문가의 기술 검토를 거치게 되며, 검토 의견을 반영하고 수정 보완하여 최종적으로 위상을 부여받아 차세대 원자로 표준 설계의 인허가 활동에 활용하게 될 것이다. ☞

약어 목록

AOO : Anticipated Operational Occurrence	LLRT: Local Leak Rate Testing
BWR : Boiling Water Reactor	NDL : Nuclear Data Link
CFR : Code of Federal Regulation of USA	NPP : Nuclear Power Plants
CILRT : Containment Integrated Leak Rate Testing	PSA : Probabilistic Safety Assessment
COL : Combined Licensing	PSAR: Preliminary Safety Analysis Report
DBA : Design Basis Accidents	PWR : Pressurized Water Reactor
DC : Design Certification	RCPB : Reactor Coolant Pressure Boundary
ECCS : Emergency Core Cooling System	RG : USNRC Regulatory Guide
ERF : Emergency Response Facility	SAR : Safety Analysis Report
FSAR: Final Safety Analysis Report	SPDS : Safety Parameter Display System
GDC : 10 CFR 50, Appendix A, "General Design Criteria"	SRP : USNRC Standard Review Plan (NUREG-0800)
ISLOCA: Inter-System Loss of Coolant Accident	USNRC : United States Nuclear Regulatory Commission
IST: In-service Testing	
KNGR : Korean Next Generation Reactor	