

## 차세대원자로 주요 설계 기본요건에 대한 고찰

### Consideration of Key Design Requirements for Korean Next Generation Reactor

한석규, 오혁성, 정석환, 김인식, 김동수

한국전력기술(주) 원자로설계개발단  
대전광역시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

안전성 및 경제성이 향상된 표준설계 개발을 목표로 기술개발이 진행 중인 차세대원자로에 적용되는 설계 기본요건 중 주요한 일부 요건에 대한 고찰을 수행하였다. 기존의 한국표준형원전 대비 약 40%가 증가된 차세대원전의 용량과, 차세대원전에 새로이 적용되는 원자로 직접주입 방식의 안전주입계통, 기존의 가압기 안전밸브와 안전감압계통의 모터구동 밸브를 대체한 pilot operated safety relief valve(POSERV) 및 차세대원전 개발의 성능목표인 운전원조치 여유시간, 발전소정전 대처시간과 증기발생기 용량을 대상으로, 이들이 차세대원자로의 기본요건으로 선정된 배경과 국내외의 사용자 요구사항, 인허가 요건 등을 분석하였다. 또한, 차세대원전의 유사노형인 System80+ 설계에 대한 미국 NRC의 예비 및 최종안전평가보고서의 평가내용 검토와 함께 현재 까지 진행된 차세대원자로의 관련 설계 내용을 요약하였고, 이들을 종합적으로 분석함으로써 향후 설계 및 최적화 추진방향을 제시하였다.

#### Abstract

Some key design requirements being applied for the Korean Next Generation Reactor(KNGR) development, which is in progress to complete a standard design improved in safety and performance, are investigated in this study. Careful consideration is given to the requirements by reviewing the selection background, utility and licensing requirements, and by investigating the licensing process of the similar reactor, System80+, through reviewing the draft and final safety evaluation reports issued by the U.S. NRC. Among the requirements for the KNGR development, thermal power which is approximately 40% updated from the existing Korean Standard Nuclear Power Plant, newly adopted pilot operated safety relief valves(POSRVs) replacing the conventional pressurizer safety valves and motor driven valves of the safety depressurization system are investigated as well as some performance targets of the KNGR, i.e., operator action time, station blackout coping time, and steam generator capacity. Summary of the current KNGR design status is also presented and, finally, direction for the future design optimization is suggested.

## 1. 서 론

차세대원자로 기술개발사업은 정부에서 주도하고 있는 국가 선도기술 개발사업(G-7 project)의 일환으로 1992년부터 국내 산업체와 연구소, 규제기관 그리고 학계가 참여하여 추진 중이다. 본 사업은 10년 이상의 장기 과제로서 단계별로 구분 추진되고 있으며, 개발 노형을 결정하기 위한 1단계(1992~1994년)를 거쳐 확정된 노형의 기본설계를 수행하기 위한 2단계(1995~1999년) 설계개발이 완료된 바 있고, 2단계 수행 결과인 기본설계 결과를 토대로 한 3단계 사업은 설계최적화, 장기소요 기술항목의 사전설계 및 표준설계인가 획득을 목표로 수행될 예정이다.

차세대원전은 참조발전소인 한국표준형원전(KSNP)에 비해 용량을 약 40% 증가시킴으로써 이에 따른 기기 및 계통과, 차세대원전에서 채택된 새로운 개념의 설계(ADF)에 대한 최적화 설계가 진행 중에 있다. 차세대원전의 설계를 위해 선정된 설계 기본요건들에는 원전 사용자가 요구하는 노심손상 빈도, 격납건물 건전성 상실 빈도, 방사능 대량 누출 빈도, 중대사고 대처요건 등의 안전성 목표와, 안전여유도, 운전원조치 여유시간, 발전소 정전 대처시간 등의 안전성능 요건, 그리고 가동율, 계획 외 불시정지 회수, 출력변동, 재장전 주기 등의 운전성능 요건과, 이들을 만족하기 위한 설계 합리화 요건, 원자로냉각계통 구성요건, 비상냉각 및 잔열제거 요건 등이 포함되어 있다. 차세대원전에 적용할 설계 기본요건들의 선정을 위해서 국내외 원전 사용자의 요구사항을 면밀히 분석하여 KURD(Korean Utility Requirements Documents)<sup>[1]</sup>를 작성하였고, 이들 요건을 만족하기 위한 기기 및 계통의 설계를 위해서 참조발전소 대비 설계변경 혹은 개선이 필요한 사항을 도출하여 설계방향을 결정하였으며, 이와 더불어, 외국의 개량형 경수로(ALWR)에 채택된 ADF들을 분석하여 성능, 안전성, 경제성 측면에서의 검토를 통해 차세대원전의 채택 여부를 결정하였다. 이러한 과정을 거쳐 결정된 차세대원전의 설계 기본요건들은 2단계의 기본설계에 반영되었고, 3단계에서 수행할 설계최적화 과정을 거쳐 차세대원전이 기존호기 대비 안전성, 성능 및 경제성이 향상된 국제 수준의 개량형 원전으로 완성 되는데 기본이 될 것으로 기대된다.

위에 언급한 바와 같이, 차세대 3단계에서는 2단계에서 완료된 기본설계의 최적화를 수행하고 이에 대한 표준설계인가 획득을 추진할 예정인 바, 현 시점에 차세대원전의 주요 기본요건 별로 2단계 추진 결과를 중심으로, 기본요건 선정 배경, 관련 인허가 요건, KSNP 설계 내용을 분석하고, 유사노형인 System80+의 인허가 과정에서 NRC가 발행한 DSER(Draft Safety Evaluation Report)<sup>[2]</sup>과 FSER(Final Safety Evaluation Report)<sup>[3]</sup>의 검토를 통해 차세대원자로 개발의 관련 기본요건에 대한 향후 추진방향을 제시함으로써 3단계 설계 및 인허가 업무에 참고가 되리라 판단된다. 따라서, 본 논문에서는 차세대원전의 기본요건 중 발전소 용량, 안전주입계통, POSRV, 중기발생기 용량, 운전원조치 여유시간, 발전소 정전 대처시간에 대한 고찰을 수행하였다.

## 2. 차세대원자로 주요 기본요건

### 2.1 차세대원전 용량

현재 상업운전 중인 가압경수로형 원전은 600~1000MWe급이 주류이나, 현재 건설 중이거나 개발 중인 ALWR은 1000MWe급 이상의 대응량이 세계적인 추세라고 할 수 있다. 그 사유로는 'economics of scale'에 의해 용량이 클수록 경제성이 유리하며(1300MWe 원전은 600MWe 원전보다 31% 경제성이 유리한 것으로 나타남<sup>84)</sup>), 심화되어 가는 부지 확보의 어려움을 고려하여 대용량 원전 건설이 보다 효율적인 것으로 판단되어, 차세대원전의 경우에는 기술적 신뢰도 및 안전성 확보에 무리가 없는 열출력 4000MWt(전기출력 1400MWe)급 원전 개발이 기본요건으로 결정되었다. ALWR 용량과 관련된 사업자 요건은 KURD 및 EPRI URD<sup>85)</sup>에 제시된 바와 같이 전기출력 1350MWe까지 적용이 가능하여야 함과 1200MWe에서의 비용/설계 검토를 요구하고 있다. 기존호기에 적용된 원전의 용량과 관련된 인허가 요건으로는 Reg. Guide 1.49<sup>86)</sup>를 들 수 있는데, 용량의 증가에 따른 안전성 확보의 불확실성에 근거하여 1979년 1월까지의 원자로 최대 열출력을 3800MWt로 제한한 바 있었다. 이와 같은 미국의 열출력 제한은 충분한 경험이 축적되기 전까지는 무분별한 용량 격상을 방지하기 위함이다. 그러나 현재는 System80+를 포함해서 이미 30기 이상의 1300MWe 혹은 그 이상의 용량으로 건설 또는 운영 중에 있으며(N4, EPR : 1500MWe), 차세대원전이 용량 중대를 충분히 수용할 수 있도록 설계가 수행된 바, 용량과 관련된 인허가의 문제점은 없을 것으로 판단된다. 참고로, KSNP는 노심출력 2825MWt, 전기출력 1000MWe로 상업운전 중이다.

차세대원전의 용량은 안전성을 고려하면서 대형 원전의 장점을 살릴 수 있는 기본요건을 만족하고 또한 해외의 유사 ALWR과의 차별화를 위하여 열출력 기준 4000MWt로 결정되었다. 원전의 용량을 결정하는 원자로 열출력은 원자로냉각재계통 온도 및 유량과 직접적으로 연관되므로 원자로냉각재계통 고온관 온도 및 유량을 새로 결정하는 업무를 함께 수행하였다. 이들 업무는 원자로냉각재계통 유량 증가와 저온관 온도를 감소시키는 방향으로 진행되었는 바, 고온관 온도는 기존발전소보다 낮게 유지하라는 기본요건을 만족하면서 중기발생기 전열관의 용력부식 균열 가능성을 줄이고 노심의 열적여유도를 향상시키기 위해 615°F로 결정되었다. 차세대원전, KSNP 및 System80+의 주요 일차측 설계변수들은 표1과 같다. 참고로, System80+는 열출력 3931MWt 및 그에 따른 관련 설계 결과들이 인허가 기준을 만족하여 설계 되었음을 NRC가 FSER을 통하여 인정한 바 있다.

차세대원전의 용량과 관련한 주요 후속업무로 설계최적화와 함께 다음과 같은 설계가 수행되어야 할 것이다 :

- 연료 농축도 증가(4.31→4.38%)
- 재장전 연료 집합체수 증가(88→92개)

- 증기발생기 열전달 면적 증가(2.5%)
- 52" LSB 저압터빈 및 advanced vortex 사용
- A/E 계통용량 증가(증기 및 급수유량, 주증기배관 내경 등)

표 1. 주요 설계변수 비교

설계변수	KSNP	System80+	KNGR
NSSS 열출력, MWt (RCP 열출력 포함)	2825	3931	4000
전기출력, MWe	1000	1380-1420	1455
RCP 열출력, MWt	10	17	17
고온관 온도, °F	621.2	615	615
저온관 온도, °F	564.5	555.8	555
냉각재 평균온도, °F	592.9	585.4	585
RCS 냉각재 유량, lb/hr	121.5x10 <sup>9</sup>	165.8x10 <sup>9</sup>	166.6x10 <sup>9</sup>
S/G 이차측 압력, psia	1070 <sup>2)</sup>	1000 <sup>0)</sup>	1000 <sup>0)</sup>
S/G 관폐쇄율, %	8	10	10

주 : 1) 증기발생기 돔 내부 압력  
2) 증기발생기 노즐 출구 압력

## 2.2 안전주입계통

기존의 2-train 안전주입계통 설계개념은 단일 고장 기준을 만족하고 있으나 확률론적 안전성 분석결과에 의하면 전기적 2-train, 기계적 4-train 설계 개념이 노심 용융 방지에 유리하며, 미국 NRC의 ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)도 새로운 발전소의 안전주입계통에는 이러한 개념의 적용을 추천하였다. 이는 Tech. Spec상의 보수시간에 관련된 운전제한조건(LCO) 완화로 가동율을 향상시킬 수 있으며, 공통헤더의 제거를 통하여 유량 불균형의 문제점 및 운전 중 계속적인 검사/시험 필요성을 배제하여 설계요건 및 계통의 구성을 단순화하고 고압 안전주입(HPSI)의 신뢰도를 제고할 수 있기 때문이다. 이 경우에는 안전주입계통 용량 최적화(축소)를 위해 원자로용기 직접주입(DVI) 방법을 사용할 필요가 있으며, 이 경우 LOCA 발생지점에서의 비상노심냉각수 유실을 고려할 필요성이 없어진다. 또한, 운전원의 판단과 Tech. Spec.에 따른 시험 및 검사가 용이하도록 안전등급 설비는 안전기능만을 수행하게 하고, 격납용기 내 저장 전 수조(IRWST)를 사용하여 비상노심냉각계통의 기능상실 가능성을 감소시킬 수 있다. ALWR의 사업자 요건인 KURD와 EPRU URD에서 제시된 안전주입계통 설계와 관련된 비상노심냉각계통의 요건은 전기적 2-train, 기계적 4-train 설계 개념을 적용하여야 하고, 안전주입계통 용량 축소를 위해 DVI 방법을 사용하여야 하며, IRWST를 사용하여 기존원전의 격납용기 외부 설치 재장

전 수조로부터 냉각수 공급을 받을 때 발생하는 비상냉각수 공급원 변경 운전을 배제하여야 함을 명시하고 있다. 또한, KURD에서는 안전주입 기능의 신뢰성 향상을 위해 안전주입탱크 내에 유량조절장치(Fluidic Device)를 설치하도록 요구하고 있다. 안전주입계통 설계와 관련된 인허가 요건은 10CFR50.46<sup>[7]</sup>에 제시된 바와 같이 대형 냉각재상실사고 혹은 소형 냉각재상실사고 등의 사고 발생시에 요구되는 다음의 요건을 만족하여야 한다 :

- Peak cladding temperature : 2200°F(1204°C) 보다 작아야 함
- Max. cladding oxidation : 총 산화 두께가 cladding 두께의 0.17배 보다 작아야 함
- Max. hydrogen generation : cladding과 물/증기가 화학 반응하여 생성되는 계산된 수소량이 모든 fuel cladding이 물/증기와 반응하여 발생될 수소량의 0.01배 보다 작아야 함
- Coolable geometry : 노심 형상의 변화가 지속적인 냉각이 가능한 정도이어야 함
- Long term cooling : 비상노심냉각계통의 성공적인 초기운전 후 노심온도가 적정하게 낮아야 하며, 노심에 남아있는 잔열을 요구되는 기간동안 제거 가능해야 함

KSNP의 안전주입계통(그림 1)은 2-train으로서 안전주입수가 원자로냉각재계통 저온관에 연결된 안전주입 노즐을 거쳐 저온관과 원자로용기 하향유로를 통해 노심으로 주입되며, 안전주입 작동신호 발생 후 일차 수원인 RWST 수위가 설정치 이하로 낮아질 경우 RAS(recirculation actuation signal)를 발생시켜 수원을 RWST에서 CRS(Containment Recirculation Sump)로 전환하도록 하고 있다.

차세대원전의 안전주입계통(그림 2)은 독립된 4개의 train이 원자로용기에 연결된 DVI 노즐에 각각 냉각수를 공급함으로써 기존호기의 2-train 안전주입계통(HPSI, LPSI)의 주입공통헤더 제거를 통해 유량 불균형의 문제점 및 운전 중 지속적인 검사/시험 필요성을 배제하였으며, 설계요건 및 계통의 구성을 단순화하여 HPSI의 신뢰도를 제고하였다. DVI의 설치로 원자로용기 하향유로에 냉각수를 직접 주입하여 저온관 파단시 안전주입수 유실을 방지함으로써 안전주입계통 용량을 축소할 수 있으며, 기존의 RWST와 CRS 기능을 동시에 수행하는 IRWST를 격납건물 내부에 설치하여 계통/운전 모드를 단순화하고 격납건물 관통 부분을 감소시키는 효과를 얻을 수 있도록 설계되었다. 또한, 안전주입탱크 내에 유량조절장치 설치로 대형 냉각재상실사고시 안전주입을 2단계로 분할하여 초기에 충수 및 재관수를 위한 대용량의 냉각수를 주입한 후 적절히 조절된 소용량의 냉각수를 주입하여 안전주입수 유실을 최소화함으로써 KSNP에서 약 70초만에 안전주입탱크 용량이 고갈되는데 비해 차세대원전에서는 약 150초까지 안전주입탱크의 냉각수를 사용할 수 있도록 하였다. 향후에는 설계최적화와 함께 2단계에서 수행된 기본설계 내용을 토대로 후속 설계업무를 계속 수행하여야 하며 이 계통이 국내에서 처음으로 설계되는 만큼 DVI 해석 및 관련 실험 등 인허가 취득에 많은 노력이 필요할 것으로 예상된다. 참고로, System80+의 비상노심냉각계통은 전기적 2-train, 기계적 4-train 설계 개념을 적용하고, 안전주입계통 용량 축소를 위해 DVI를 채택하였으며, IRWST를 사용하는 EPRU URD 요건을 만족하도록 설계되어 있다.

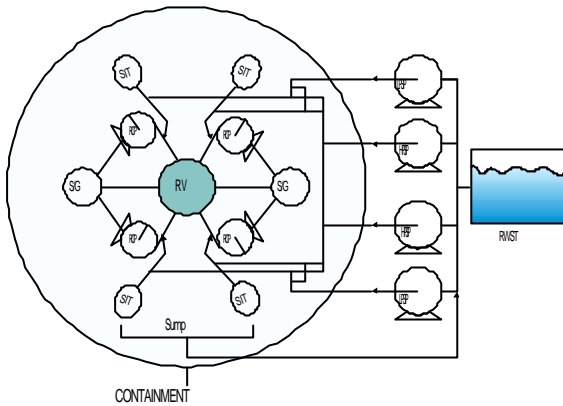


그림 1. KSNP 안전주입계통

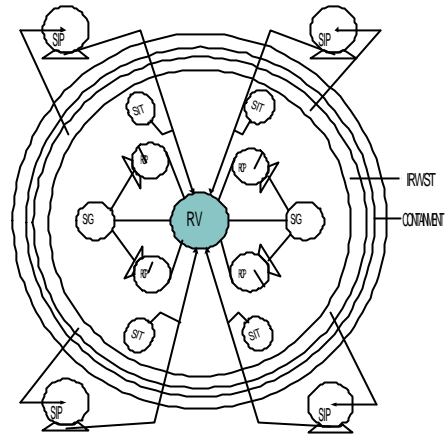


그림 2. KNGR 안전주입계통

### 2.3 POSRV

POSRV와 관련된 차세대원전의 기본요건은 설계기준사고 발생시 일차측의 과압을 방지할 수 있어야 하며 설계기준 초과사고인 완전급수상실(TLOFW) 사고 발생시 증기발생기를 이용한 잔열제거가 불가능할 경우 운전원의 조치로 원자로냉각재계통을 충분히 감압시켜 안전주입을 가능하게 함으로써 잔열제거를 할 수 있도록 하고 노심노출을 방지할 수 있어야 한다는 것이다. 또한, 차세대원전에서는 노심용융이 수반되는 중대사고시 POSRV를 이용하여 원자로냉각재계통을 감압시켜 격납건물 직접가열 현상 발생을 방지하여야 한다. 국내 사업자 요건인 KURD에서는 이 기능과 관련 과압방지 기능 및 TLOFW 사고시 feed & bleed 방법(bleed 역할 담당)으로 원자로냉각재계통을 급속 감압시킬 수 있어야 하고, 중대사고시 이 감압설비가 격납건물 직접가열 현상을 완화해야 하며, 방출된 기체, 증기 및 액체를 수용할 수 있는 공간을 제공할 것을 요구하고 있으며, EPRU URD에서는 중대사고 및 TLOFW 사고시에 원자로냉각재계통을 신속히 감압하기 위해 SDS를 설치하고 과압방지는 스프링구동 안전밸브(PSVs)에 의해 수행되는 설계를 요구하고 있다. POSRV의 설계 적용과 관련하여 검토하여야 할 인허가 사항은 다음과 같다 :

- Single failure 적용 여부 관련 full credit 인정 문제
- 밸브 제작 측면의 ASME code 요건 만족을 평가하는 valve qualification 문제
- 설계압력 또는 service limit 초과로 인해 발생할 문제로부터 관련 계통 보호
- 감압설비 또는 장치는 운전조건이 service limit 초과를 야기할 수 있을 때 요구됨

KSNP의 과압방지 기능은 스프링구동 안전밸브(PSV)에 의해 수행되도록 설계되어 있으며, 설계기준 초과사고인 TLOFW 사고시 급속감압을 수행할 수 있도록 SDS(Safety Depressurization System)가 추가되었고, 이 SDS는 TLOFW 사고일 때만 사용된다.

차세대원전에서는 과압방지 기능과 설계기준 초과사고인 TLOFW 사고시 급속감압 기능을 동시에 수행하는 cold solution type의 POSRV를 채택하여 기존의 스프링구동 밸브들의 누설 및 설정치 변동 등의 문제점을 보완하였으며, 향후에는 POSRV 적용에 따라 타 계통에 미치는 설계 영향(예: MSSV 동시 개방)을 최소화하는 설계최적화 업무가 수행될 예정이다. System80+는 EPRI URD가 요구하는 바와 같이 중대사고 및 TLOFW 사고시에 원자로냉각재계통을 신속히 감압하기 위해 SDS를 설치하였고 과압방지는 PSV에 의해 수행된다.

## 2.4 중기발생기 용량

국내 원전의 불시정지 원인 중 약 26%가 중기발생기 수위조절 실패에 의한 것으로서 중기발생기 용량 증대는 수위제어능력 향상, 충분한 설계여유도 확보 및 운전원조치 여유시간 확보에 긍정적이다. 또한, 중기발생기 세관 재질 Inconel-690은 기존 원전의 Inconel-600 보다 내부식성이 우수하고 마모에 따른 Co-60 생성이 적어 일차측 방사선 준위 저감에 바람직하며, 중기발생기의 부식 또는 기계적 결함 등으로 인한 관폐쇄에 대비하여 적정 수준의 관폐쇄율 확보는 필수적이다. 이와 관련된 KURD와 EPRI URD 내용에 따르면 ALWR의 중기발생기는 10% 관폐쇄 여유도를 확보하여야 하며 tube 재질은 Inconel-690을 사용하고, TLOFW 사고 발생 후 30분 동안 비상급수계통이 가동되지 않아도 중기발생기 고갈이 발생하지 않아야 함을 제시하고 있다. 따라서, 차세대원전은 TLOFW 사고 발생 후 30분 동안 비상급수계통이 가동되지 않아도 중기발생기 고갈이 발생하지 않아야 하며, Inconel-690 사용 및 10%의 관폐쇄 여유도를 확보하는 것을 기본요건으로 설정하였다. 중기발생기 세관을 포함한 중기발생기 재질과 관련된 인허가 요건으로는 설계 과도상태에 대한 ASME 코드 허용응력 제한치를 초과하지 않아야 하며(ASME Boiler & Pressure Boundary Pressure Vessel Code Section III, Nuclear Power Plant Components, Class 1<sup>(B)</sup>), 중기발생기 용량과 관련해서는 주급수관 파단사고, 중기발생기 세관 파열사고, 중기발생기 전열관 파단사고 등 설계기준 사고 발생시 10CFR100<sup>(B)</sup>의 기준에 따라 다음사항을 만족하여야 한다는 것이다 :

- 중기발생기 일차측 : ASME 등급 1, 안전등급 1
- 중기발생기 이차측 : ASME 등급 1, 안전등급 2
- 핵연료 손상 : 불허용 혹은 냉각 가능한 형태로 유지
- 방사선량 : 10CFR100 기준에 의한 소량의 방사선량

차세대 2단계에서는 성능목표 중의 하나인 중기발생기 용량 증대를 위해 설계변경 및 관련 해석을 수행하였으며 그 결과 10%의 중기발생기 관폐쇄 여유도 및 Inconel-690 사용은 큰 문제점 없이 설계에 반영되었고, TLOFW 사고시의 중기발생기 고갈시간은 설계최적화 과정을 통해 재분석이 필요한 것으로 나타났다. 참고로, KSNP는 원자로정지 후 중기발생기 고갈시간이 15분 이상으로 유지되며, 중기발생기 세관 재질로는 Inconel-600을 사용하였고, 8%의 관폐쇄 여유도를 확보하도록 설계되어 있다. System80+에 대한 FSER에는 System80+의 중기발생기 설계가 10%의

관폐쇄 여유도를 확보하며 Inconel-690 재질의 세관을 사용하였고 원자로정지 후 중기발생기 고갈시간이 30분 이상이 되도록 설계된 것으로 나타나 있다.

## 2.5 운전원조치 여유시간

현재의 인허가 요건에서는 모든 설계기준사고에 대하여 운전원이 조치가 요구되는 경보 발생 후 최소한 30분 동안 아무런 조치를 취하지 않더라도 원자로가 안전상태(노심냉각 유지 및 핵연료 설계 한계치 만족)로 유지되어야 함을 요구하고 있다. 또한 운전원조치 여유시간은 설계기준사고 이외에도 기타 발전소 안전에 중요하다고 판단되는 운전원 조치에 대해서도 적용되며, 이 경우에는 안전여유 기준(safety margin basis)으로서 현실적인 방법을 적용하여 평가하는 것이 허용된다. 차세대원전의 운전원조치 여유시간을 30분으로 결정한 사유로는 사고 발생시 조치 필요성의 긴박함 등으로 인한 운전원 실수를 최소화하기 위하여 일반적으로 보수적으로 규정된 규제요건보다 10분 이상 많은 30분을 적절한 여유시간으로 판단하였기 때문이다.

설계기준사고 이외의 운전원조치 여유시간 30분 적용은 인허가 요건에 부가하여 추가의 안전성을 확보하고자 하는 사업자의 의지를 반영하여 결정되었으며, 이와 같은 결정으로 차세대원전의 안전성 향상에 크게 기여할 것으로 판단하였다. 이와 관련된 사업자 요건들로 KURD와 EPRI URD가 있는데, 전자는 ALWR을 위한 운전원조치 여유시간과 관련하여 인허가 설계기준 및 안전여유 기준 요건을 동시에 적용하고 여유시간도 기존 발전소보다 증가된 시간을 요구한다. 즉, 초기사건에 단일고장을 고려한 과도상태 및 사고분석시에 최소 30분간은 운전원조치가 없어도 규제 제한치를 만족할 것을 요구함과 동시에 안전여유 기준으로 일부 노심의 안전에 중요한 설계기준사고 이외의 사고 및 과도상태에 대해서도 운전원조치 여유시간을 요건화하고 있다. 후자는 상기 KURD와 동일하나, 안전여유 기준으로 기준사고 이외의 주요 사고 및 과도상태에 대해서 30분 이상의 운전원조치 여유시간을 요구하고 있다. 운전원조치 여유시간과 직접 관련된 기술기준은 ANSI/ANS-58.8<sup>(10)</sup>로서 발전소 과도상태에 따라 각각 기기 작동시간을 고려한 5, 10, 20분의 운전원조치 여유시간을 요구하고 있으며, 이때 사고 빈도는 작으나 노심 손상의 가능성이 높은 사고에 대해 보다 많은 운전원조치 여유시간을 요구하고 있다. 실제 이들 요건에 따라 설계기준사고만을 고려하여 설계된 KSNP의 경우에는 호기별로 약간씩의 차이가 있지만 영광 3A호기 경우, 단일 제어봉 낙하사고 및 유출관과단 사고 해석시에는 10분, 붕소 희석사고 해석시에는 15분, 기타 설계기준사고 해석시에는 30분을 적용하였다.

차세대 2단계에서는 차세대원전의 기본요건인 운전원조치 여유시간 30분을 목표로 설계 및 안전해석을 수행하였으며, 업무 수행 결과, 붕소 희석사고와 단일 제어봉 낙하사고에 대한 최적화 설계를 통한 재분석이 필요한 것으로 나타났다. 참고로, System80+는 단일 제어봉 낙하사고 해석을 포함한 모든 사고해석시에 30분을 적용하여 설계되었다고 발표되어 있다.



## 2.6 발전소 정전 대처시간

발전소 정전 대처시간에 대한 기본요건에서는 차세대원전의 성능목표 중의 하나로서 모든 소내 및 소외 교류전원 상실시에도 최소 8시간 동안 안전한 상태를 유지하여야 함을 요구하고 있고, 이 경우 안전한 상태란 고온정지상태로 정의하고 있다. 따라서 교류전원의 상실 가능성을 최소화하기 위하여 비상디젤발전기(emergency diesel generator)와는 다른 대체 전원설비(AAC) 설치가 요구되고 있다. 발전소 정전 대처시간을 8시간으로 제시한 근거는 다음과 같다. 즉, 미국의 경우 소외 정전사고 발생 사례를 조사한 결과에 따르면 사고 중 90%가 7시간 이내에 복구되었으며 8시간 이내에는 약 92%가 복구된 것으로 나타났고, 국내의 경우에도 운전 중 발생한 3건의 소외교류전원 상실사고가 모두 8시간 이내에 복구된 것으로 조사되었기 때문이다(KAERI/TR-363/93<sup>[11]</sup>). 이와 함께 국내 원전에 대한 발전소 정전 대처시간 평가 결과도 모두 4시간에서 8시간으로 나타났다(KSRED 기술검토서 J07<sup>[12]</sup>, KINS-AR-162<sup>[13]</sup>). 또한 비상디젤발전기의 보수시간도 8시간 이내로 평가되었다(NUREG-1032<sup>[14]</sup>). 비상디젤발전기 이외 다른 형태의 AAC를 요구하는 이유는 발전소 정전 사고가 설계기준사고를 초과하는 사고이나 노심손상빈도에 기여하는 정도가 크기 때문이었다. 이와 관련하여 사업자들이 설정한 요건들을 살펴보면 KURD와 EPRI URD가 동일하게 핵연료 손상 없이 최소 8시간 동안의 발전소 정전 대처시간을 요구하고 있으며, 이 시간 동안 비상급수 공급이 가능하여야함을 규정하고 있다. 이와는 달리 기존호기 설계시에 적용된 규제요건은 10CFR50.63<sup>[15]</sup>, SECY 93-087<sup>[16]</sup>에 제시된 바와 같이, 기존 교류전원과 다양성 요건을 충족하는 대체 교류전원 설치를 요구하고 있으며 이 경우 설치되는 전원은 Reg. Guide 1.155<sup>[17]</sup>에 따라 정상 정지부하를 수용할 수 있는 용량을 요구하고 있다. 이 요건에 따른 KSNP 설계는 발전소 정전 대처시간이 4시간이며 대체 전원설비를 갖추고 있다.

차세대 2단계에서 발전소 정전 대처시간 8시간 확보와 AAC 설치를 기본요건으로 하여 설계를 수행하였다. 현재 대체 교류전원의 종류가 미결정 되었으나 고려되고 있는 전원은 비안전등급 가스터빈 혹은 디젤발전기 등이다. 이와 관련된 후속 업무로는 대체 교류전원 결정 및 후속 설계 수행이라고 판단된다. System80+에서는 100% 용량을 가진 2개의 EDG와 AAC로서 비안전등급 가스터빈 발전기를 설치하였으며, 가스터빈 발전기를 24시간 동안 가동할 수 있는 전용 연료를 부지 내에 확보하도록 설계되어 별도의 발전소 정전 대처능력 분석은 수행하지 않았다.

### 3. 결 론

차세대원자로 기술개발의 목표로 설정된 주요 설계 기본요건들에 대해 이를 반영하여 수행된 차세대 2단계 설계 결과를 중심으로 고찰을 수행하였다. 이들 요건들이 차세대원자로 개발의 기본요건으로 선정된 배경과 국내외의 사용자 요구사항, 유사 노형인 System80+의 인허가 과정에서 규제기관이 제기한 문제점 및 이를 해결한 과정 등을 종합적으로 분석하였고, 해당 요건과 관련된 향후 추진방향을 제시하였다.

차세대원전의 용량은 KSNP 대비 약 40%가 증가된 4000MWt로서 증가된 용량에 따른 각종 기기 및 계통의 설계가 인허가 요건 및 사용자 요구사항을 모두 만족시키며 진행되고 있다. 안전주입계통은 DVI, IRWST, 유량조절장치 등을 새로 도입하고 LPSI 펌프를 제거하여 기존호기의 유량 불균형의 문제점, 운전 중 지속적인 검사/시험 필요성 배제, 안전주입계통 용량 축소, 계통의 구성과 운전 모드의 단순화, 격납건물 관통부분의 감소, 및 안전주입탱크의 냉각수 장기간 사용 등을 가능하도록 하였으며, 인허가시 예상되는 문제점 해결을 위해 DVI 관련 해석 및 실험 등이 계속 수행될 예정이다. 원자로냉각재 압력저감계통은 과압방지 기능과 설계기준 초과사고인 TLOFW 사고시 급속감압 기능을 동시에 수행하는 POSRV를 채택하여 기존의 스프링 구동밸브들의 문제점을 보완하였으며, 설계 최적화 과정에서 2단계 기본설계 내용을 보완하는 업무가 수행될 예정이다. 중기발생기 용량 및 중기발생기 고갈시간은 인허가 상의 문제는 아니며, 고갈시간 만족을 위한 중기발생기 용량의 추가 변경 혹은 다른 설계 변경은 바람직하지 않다고 판단되는 바, 이에 대한 후속업무는 최적화된 적정 고갈시간 결정으로 예상된다. 또한, 운전원조치 여유시간에 대한 설계 결과에 따르면 인허가 상의 문제점은 없을 것으로 보이며, 중기발생기 고갈시간과 마찬가지로 최적화 과정에서 적정 운전원조치 여유시간 결정이 합리적인 향후 추진 방안으로 판단된다.

이상과 같이 차세대원자로 개발에 적용되는 주요 기본요건을 고찰해 본 결과, 2단계에서 수행된 차세대원자로 기본설계는 일부 기본요건에 대한 설계 최적화가 필요하다고 보이나 전반적으로는 경제성과 안전성 목표 달성에는 큰 문제점이 없을 것으로 판단되며, 기타 차세대원자로의 안전성, 경제성, 해외 유사 개량형 원전과의 차별성 등과 직접 관련된 필수적인 기본요건들은 적절히 반영되어 추진되고 있음을 알 수 있었다.

---

※ 본 논문에 기술된 내용은 한국전력공사와 한국전력기술(주)간의 차세대원자로기술개발 용역 계약에 따라 한전의 지원에 의해 수행된 것임.

## 참고문헌

- [1] "Korean Utility Requirements Document", 한국전력공사 (1998)
- [2] "Draft Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System80+ Design", NUREG-1462, U.S. NRC (1992)
- [3] "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System80+ Design", NUREG-1462, U.S. NRC (1994)
- [4] "차세대원자로기술개발(I) 차세대원전 기본요건", KRC-92N-J11, 한국전력공사 (1994)
- [5] "Advanced LWR Utility Requirements Document", EPRI (1995)
- [6] "Power Levels of Nuclear Power Plants", Reg. Guide 1.49, U.S. NRC (1973)
- [7] "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Nuclear Power Reactors", 10CFR50.46, U.S. NRC (1999)
- [8] "ASME Boiler & Pressure Boundary Pressure Vessels Code Section III, Nuclear Power Plant Components, Class 1", ASME (1998)
- [9] "Reactor Site Criteria", 10CFR100, U.S. NRC (1999)
- [10] "Time Response Design Criteria for Nuclear Safety Related Operator Actions", ANSI/ANS-58.8, ANS (1984)
- [11] "국내 원전 소외전원 상실사건 및 고리 3A호기 비상디젤발전기 신뢰도 조사", KAERI/TR-363/93, 김태운, 한국원자력연구소 (1993)
- [12] "발전소 정전 대처시간", KSRED 기술검토서 J07, 한국전력공사 (1991)
- [13] "완전 전원 상실사고에 대한 원전 대처능력 평가", KINS-AR-162, 방영석, 한국원자력안전기술원 (1992)
- [14] "Evaluation of Station Blackout Accidents at Nuclear Power Plants", NUREG-1032, U.S. NRC (1988)
- [15] "Loss of All Alternating Current Power", 10CFR50.63, U.S. NRC (1999)
- [16] "Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and ALWR Design", SECY-93-087, U.S. NRC (1993)
- [17] "Station Blackout", Reg. Guide 1.155, U.S. NRC (1988)
- [18] "KNGR Standard Safety Analysis Report", 한국전력공사 (1999)
- [19] "차세대원자로기술개발(II) NSSS 최종보고서", 차세대원자로기술개발사업단 (1999)