

울진1,2호기 출력최적화 및 증기발생기 교체가 주급수 제어계통 안정도에 미치는 영향연구

윤덕주[†] · 김인환^{*} · 이재용^{*}

Research on a Stability of Feedwater Control System after Stretched
Power Uprate and Replacement Steam Generator for Ulchin Units 1&2

Duk-Joo Yoon[†], In-Hwan Kim^{*} and Sang-Yeol Kim^{*}

(Received 20 April 2012, Revised 30 May 2012, Accepted 10 June 2012)

ABSTRACT

Full load rejection capability of nuclear power plant depends primarily on steam dump capacity (SDCAP) and steam generator level control capability. Recently, Ulchin Units 1&2 have performed stretched power uprate (SPU) and replacement steam generator (RSG) projects, which increase the power by 4.5 percent. They change major design or operating parameters and especially reduces steam dump capacity at full power due to increase of the steam flow. The reduction of SDC after SPU results in degradation of heat removal capability in full load rejection transients. Therefore, we should perform evaluation to determine whether reactor trips occur in large load rejection transients. Uchin Units 1&2 have experienced full load rejection (FLR) three times from 2004 to 2010. Operating data from the plant occurrence of FLR at Ulchin Units 1&2 showed that steam generator (SG) level transients were limiting in point of reactor trip. However the plant had never reached reactor trip in the FLR and successfully continued in house load operation. The parameters and setpoints for the SG will be changed if the SG is replaced. Therefore, we evaluated the appropriateness of steam dump, main feedwater and steam generator water level control system preventing the plant from reactor trip in case of FLR by the parameter sensitivity study whether SG water level operated smoothly after SPU and RSG projects.

Key Words : Full Load Rejection(전부하 상실), Steam Dump Capacity(증기덤프용량), Stretched Power Uprate(소규모 출력최적화), Replacement Steam Generator(증기발생기 교체)

기호설명

SDCAP=Steam dump capacity

SPU=Stretched power uprate

PB=Proportional Band

FLR=Full load rejection

OSG=Original steam generator

RSG=Replacement steam generator

Cv=Coefficient for feedwater control valve (gpm/psi^{1/2})

SLEP=Steam generator Level Evaluation Program

DP=Differential pressure between main steam and feedwater header (bar)

1. 서론

울진 1,2호기는 최근 증기발생기 교체와 터빈출력 4.5% 최적화를 추진 중이다. 이에 따라 관련 운전변수와 급수제어특성이 변하기 때문에 급수제어계통, 증기덤프제어계통 및 증기발생기 수위제어계통의 성능을 분석하고, 현장 운전 자료를 종합적으로 비교 평

[†] 책임저자, 회원, 한수원중앙연구원 안전기술연구소
E-mail : djyoon@khnp.co.kr

TEL : (042)870-5251 FAX : (02)870-5499

^{*} 한수원중앙연구원 안전기술연구소

가하여 계통의 안전성을 확인할 필요성이 있다.

본 논문에서는 울진1,2호기 증기발생기 교체 및 출력최적화 후 제어계통의 적절성을 평가하였다. 울진1,2호기 운전자료 검토결과 전부하 상실과 주급수펌프 상실이 가장 제한적인 운전과도상태로 평가되었으며, 이러한 운전과도상태 분석을 통해 증기발생기 수위제어계통, 급수제어계통 및 증기덤프계통의 설정치에 대한 안정도 평가 및 제어계통의 적절성을 확인하였다. 본 연구결과는 울진1,2호기 증기발생기 교체 및 출력최적화 시 성능시험과 설정치의 최적화에 적용한다.

2. 연구 방법론

2.1 증기발생기 수위제어 특성 고찰

증기발생기 수위는 여러 가지 요인에 의해 복합적으로 영향을 받는다. 그 주요요인은 원자로냉각재온도, 주급수 유량 및 온도, 주증기 유량 및 압력이 있다.

증기유량은 증기발생기 수위제어의 중요변수이다. 터빈 우회증기 계통 혹은 터빈 입구 조절밸브의 운전 에 의해 증기유량이 변할 때 증기압력은 그와 반대로 변화한다. 증기압력이 감소하면 증기발생기의 상부통로(Riser)에 있는 물-증기 혼합체가 팽창하여 수위 증가현상이 발생한다. 그와 반대로 증기압력이 증가되면 수축되어 수위가 감소된다. 이와 같은 팽창 및 수축현상은 증기유량이 변화할 때 과도현상을 유발하여 수위 불안정을 일으킨다. 급수유량 및 증기유량의 편차신호에 의해서 증기발생기 수위는 과도현상을 거쳐 제어특성에 의해 안정 상태로 복귀한다¹⁾. 운전범위 및 정상운전수위는 Table 1과 같다.

수축과 팽창의 수위제어 동특성으로 인해 증기발생기 수위 제어 시 진동이 발생하게 되는데, 가장 심하게 발생하는 경우가 전부하상실시와 주급수 펌프 상실 시에 일어나는 것으로 알려져 있다. 울진1,2호기에

Table 1 Steam generator water level reactor trip setpoints in Ulchin Units 1&2

SG	SPAN	SG Lo Lo	SG Hi Hi	Normal level
OSG	3.657m	-1.05m (15%)	1.13m (75%)	44%
RSG	5.080m	-1.78m (25%)	1.37m (87%)	59.44%

Table 2 Occurrences of house load operation in Ulchin Units 1&2

Occurrence Date	Results
'04.7 Ulchin unit 1	- Reactor power 8% - Generator power : 35MWe - RCS Temp. / Pr.:290℃ / 155bar - SG level : -0.1 / -0.04 / -0.1m
'04.10 Ulchin unit 2	- Reactor Power : 8% - Generator Power : 40MWe
'06.10 Ulchin unit 1	- SG level : -0.54 m / +0.9m

Table 3 Occurrences of feedwater pump loss in Ulchin Units 1&2

Occurrent Date	Unit	Results
'06.6	Ulchin unit 2	Turbine runback to 600MWe
'07.7	Ulchin unit 2	Turbine runback to 620MWe
'07.9	Ulchin unit 2	Turbine runback to 650MWe

서 발생한 전부하상실과 펌프 상실사례를 Table 2~3과 같이 정리하였다. 증기발생기 수위가 원자로 정지 설정치에는 도달하지 않았으나 심한 변동을 보여 주었다. 그래서 본 분석에서는 이러한 두 가지의 운전과도 현상 분석을 통해 증기발생기 교체 및 출력최적화(4.5% 증강)시에도 안정적으로 제어되는지 확인하였다.

국내 경수로형 원전에서의 증기발생기의 수위는 주급수 유량, 증기 유량 및 증기발생기 수위의 3 요소로 구성되는 제어를 통하여 프로그램화되어 적절히 제어 유지한다. 이러한 제어기는 연속적으로 각 요소의 변화를 감지하고 제어함으로서 정상운전 및 과도현상 시에도 계통의 안전성을 확보하기위한 적정수위를 유지시킨다. 전 출력 운전 시 주급수펌프는 각 50%의 유량으로 2대의 펌프가 운전되며 주급수펌프 1대는 정격 급수유량의 최대 75%를 공급할 수 있도록 설계되어 있다. 또한 고압급수가열기는 2계열 중 1계열이 운전정지 되더라도 정격부하의 75%로 운전 될 수 있도록 설계되어 있다²⁾.

2.2 전산코드

시뮬레이션은 Advanced Continuous Simulation Language(ACSL)에 기반한 성능해석코드(SLEP)를 이용하여 발전소 시뮬레이션 모델을 개발하고 각 과도현상을 모사하기 위한 입력을 작성하여 분석한다. 계

통 및 기기의 모사는 노심, 증기발생기 및 관련 제어 계통(증기발생기 수위제어계통, 주급수 펌프 제어, 증기 덤프 계통제어, 원자로 제어 등)의 상세 모델링을 포함한다³⁾.

Catia2코드는 울진1,2호기 원설계사인 아레바사가 보유하고 있는 코드로서 프라마토크형 원전의 성능해석에 널리 사용되고 있다⁴⁾.

2.3 분석 방법론

2.3.1 분석을 위한 사고 시나리오

출력최적화 및 증기발생기 교체 후 제어계통의 적절성을 평가하기 위해 전부하상실 운전과도와 주급수 펌프상실 운전과도상태의 분석을 수행하였다. 전부하 상실은 터빈의 출력이 8%까지 급격히 감소하여 소내부하운전으로 전환되며 이때 증기덤프의 개방과 제어봉의 삽입, 급수의 조절로서 발전소는 제어된다. 주급수펌프 펌프 상실분석은 정격급수유량의 75% 성능을 보유하고 있는 주급수 펌프 2대 운전 중 1대가 정지하여 터빈출력이 60%까지 급격히 감소(100 %/min)하는 것으로 모사된다.

2.3.2 분석에 사용한 기본적인 가정사항

모든 운전변수는 최적운전변수를 적용하며 경계조건은 현장자료를 기반으로 분석한다. 전부하 상실의 단계 출력변동은 0.1초에 일어나는 것으로 가정하며 주급수펌프 정지는 1초 사이에 발생한다. 증기덤프 밸브 작동이 5초 이내에 작동하며 터빈과속에 의한 원자로냉각재계통 유량증가를 고려한다. 전출력에서의 제어봉 초기위치는 제어봉 1그룹의 전 인출에 해당하는 225 Step으로 가정하나 본 분석에서는 제어봉의 1,2,3 그룹을 통합 모사하기 위해 제어봉의 위치를 320 Step으로 가정한다. 출력감발이나 설정치의 변화의 과도상태 시작시점은 300초로 가정한다.

울진1,2호기 원자로, 증기발생기 수위제어계통, 증기덤프제어계통 및 급수계통 등을 모사한 최적제어 코드(SLEP)을 통해 분석하고, 원천 설계사(아레바) 성능해석코드인 Catia2를 통해 대체검증 및 운전자료를 통해 최종 검증하여 분석의 신뢰성을 확보하였다.

전부하 상실은 100% 출력에서 100% 부하상실이 발생하는 것으로서 Steam Dump Valve Opening Setpoints (PB=20,18,15,11)의 민감도 분석과 Steam Dump Capacity (SDC=85,80,70,60%) 민감도 분석을 수행한다.

Table 4 Analysis cases occurrences of feedwater pump loss

	Case1	Case2	Case3	Case4
Turbine runback Target Value	70%	65%	60%	55%
Start time of turbine runback	300s	300s	300s	300s
Finish time of turbine runback	318s	321s	324s	327s
Runback rate	100 %/min	100 %/min	100 %/min	100 %/min

주급수펌프 상실 분석은 2대 주급수 펌프 운전 중 1대 상실하는 것으로서 100% 출력에서 60%까지 터빈 출력감소가 일어난다. 여기서 급수헤더와 증기헤더 사이의 차압(DP=9,9.5,10,11bar), 터빈출력감발량 (Turbine runback target value: TRDV = 70,65,60,55%), 증기덤프밸브 개방설정치(PB=20,18,15,11), 출력감발 속도(Turbine power decreasing rate: TPDR = 100,150, 200%/분) 및 주급수 조절밸브 캠유형(유량-개도 곡선에 따른 유형)에 대한 민감도 분석을 수행한다.

3. 분석결과 고찰

3.1 전부하 상실시 안정도에 미치는 영향 분석

전부하 상실 시 PB에 대한 민감도분석에서 증기발생기 수위 거동에 대한 결과는 Fig. 1에 나타났다. 증기덤프밸브의 개방 설정치(PB)가 증가함에 따라 2차 측의 고온, 고압에서 밸브 개폐 작동 횟수가 줄어 증기유량과 급수유량의 변동이 줄고 증기발생기 수위가 안정 상태를 유지하는 것으로 나타났다. 증기덤프 용량(SDC)에 따른 민감도 분석결과는 Fig. 2에 나타냈으며 증기덤프용량이 클수록 증기발생기 수위의 진동폭은 약간 증가하지만 85%의 증기덤프용량에서도 87%의 고고수위와는 많은 여유도가 있다. 따라서 85% 증기덤프용량에서도 증기발생기 수위제어는 안전성을 유지한다.

원자로 출력은 Fig. 3에 나타낸다. SLEP 모델과 Catia 2 모델, 실측자료(Ulchin unit 2, '04.10)를 비교한 결과, 과도사건 초기에 원자로 출력이 순간적으로 증가하는 현상이 발생하는데 이는 주급수의 증가로 원자로 하향유로로 저온의 냉각수가 유입됨에 따른 음의 냉각재온도계수에 따라 출력이 증가하는 것이며 SLEP 모델은 냉각재온도계수를 보수적으로 적용함에 따라

순간적인 증가량이 매우 적게 나타났다.

복합적인 2차측의 반응이 발생하는 과도사건 초기(300~400초)에서의 출력 변화는 분석모델과 현장결과가 비슷한 경향을 나타낸다. 400초 이후의 냉각속도는 제어봉의 삽입속도 및 덤프에 의한 냉각속도 등

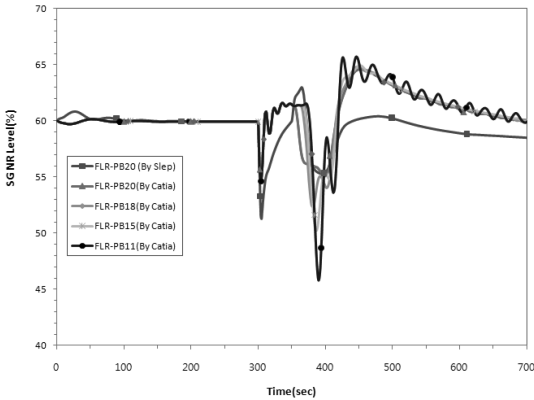


Fig. 1 SG narrow range level in full load rejection(PB)

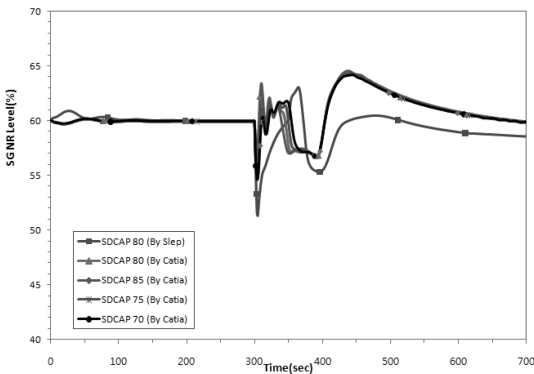


Fig. 2 SG narrow range level in full load rejection (SDCAP)

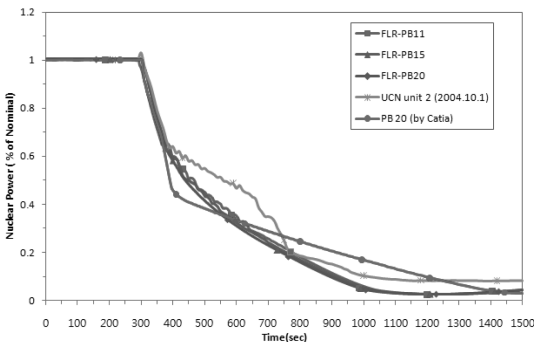


Fig. 3 Nuclear power in full load rejection(PB)

에 따라 약간 다르게 나타나지만 많은 차이를 보여 주지는 않는다.

증기발생기의 압력을 나타내며 대체로 실측결과와 분석결과는 비슷한 경향을 보여준다(Fig. 4). 실측결과는 출력최적화 이전의 운전 데이터이므로 SLEP 분석결과보다 낮게 나타나며 Catia2 모델 분석결과는 증기발생기 튜브의 Foulng 계수를 고려하지 않으므로 인해 SLEP 모델결과보다 높게 나타난다.

원자로 냉각재 평균온도는 Fig. 5와 같이 과도사건 초기에 분석모델의 결과가 실측치보다 다소 높게 나타나고 있으며 이는 4.5% 출력최적화 전후의 온도차이이며 SLEP과 Catia2 모델의 분석결과는 유사하다. 사건 진행 약 400초 이후의 편차는 원자로 출력 및 2차측의 냉각방법에 의한 것으로 판단된다.

주증기 유량은 100% 부하에서 8% 까지 내려가면서 Fig. 6와 같이 지속적으로 감소하며 진동한다. 이는 증기덤프밸브의 개폐가 반복되면서 증기유량이 변동하는 것으로서 덤프밸브 개방 설정치(PB)의 값에 매우 민감하게 변동한다. 즉, PB 값이 작을수록 밸브

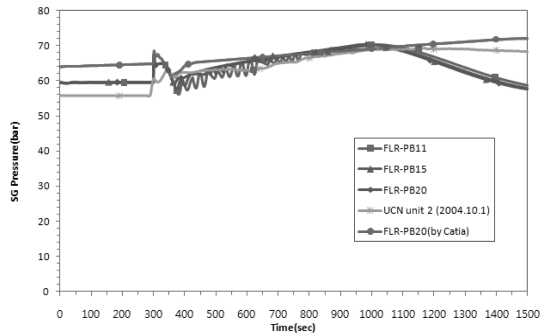


Fig. 4 SG pressure in full load rejection(PB)

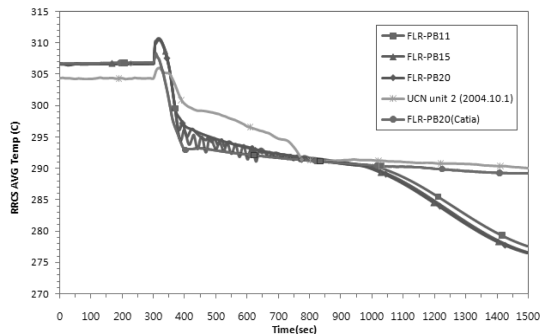


Fig. 5 RCS average temperature in full load rejection (PB)

개폐횟수가 많아지면서 잦은 유량 변동과 유량진폭이 더 커진다.

주급수 유량은 100% 부하에서 8% 까지 내려가면서 Fig. 7과 같이 지속적으로 감소하며 진동한다. 이는 증기덤프밸브의 개폐가 반복되면서 증기유량이 진동하고 수위를 조절하기 위해 급수도 진동하는 것으로 덤프밸브 개방 설정치(PB)의 값이 감소할 경우 매우 민감하게 진동하는 결과를 보여주고 있다.

주급수 제어밸브 개도(Opening Position)는 100% 부하에서 8%까지 내려가면서 Fig. 8와 같이 지속적으로

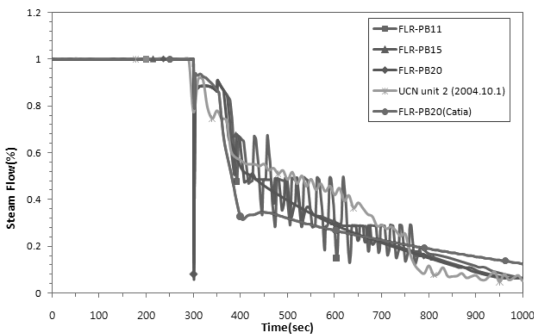


Fig. 6 Steam flow in full load rejection(PB)

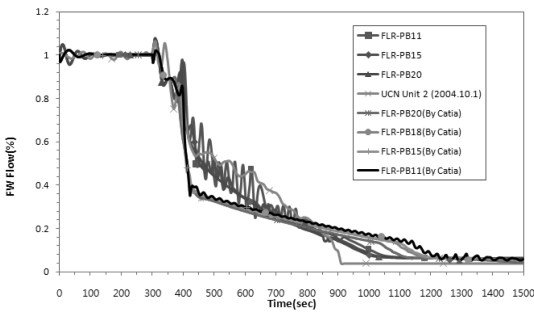


Fig. 7 Feedwater flow in full load rejection(PB)

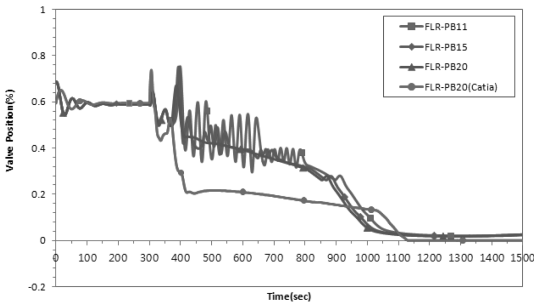


Fig. 8 Feedwater control valve position in full load rejection(PB)

감소하며 진동한다. 이는 증기덤프밸브의 개폐가 반복되면서 증기유량이 진동하고 이에 따라 급수와 수위를 조절하기 위해 제어밸브도 열림과 닫힘을 반복하는 것으로 덤프밸브 개방설정치(PB)의 값에 매우 민감하게 진동하는 결과를 보여주고 있다.

3.2 주급수펌프 상실시 안정도에 미치는 영향

주급수 펌프 1대가 상실할 경우 60%까지 터빈출력을 감발하도록 설계되어 있으나 60% 감발량이 적절한 지 평가 평가하기 위해 민감도분석을 수행하였다. 거동을 분석한 결과 Fig. 9~10에서 보는 바와 같이 주급수 1대가 펌프가 정지하여 스피드가 증가하고 수위가 변동하지만 60% 감발량은 수위제어 및 펌프스피드 측면에서 적합한 것으로 평가되었다.

덤프밸브 개방 설정치에 따른 민감도 분석결과 Fig. 11에서 보여주는 바와 같이 현행값 PB=20일 경우 증기발생기 수위가 가장 원활히 제어되는 것으로 나타났다. 증기덤프밸브 개방 설정치(PB)가 작아질 경우

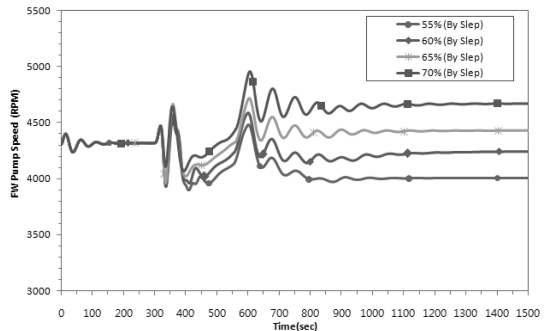


Fig. 9 Feedwater pump speed in one feedwater pump loss transients(turbine runback target value)

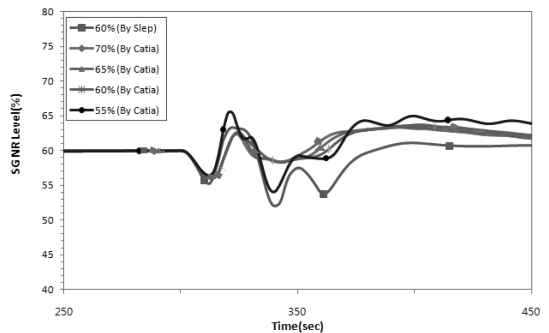


Fig. 10 Steam generator narrow range level in one feedwater pump loss transients(turbine runback target value)

밸브가 개폐를 반복하면서 수위진동이 심해지는 것으로 나타났다.

주급수 펌프 상실시 출력 감발율에 따른 분석 결과는 Fig. 12와 같이 현행값 100%/분으로 감량하는 경우 증기발생기수위제어가 원활한 것으로 평가되었다.

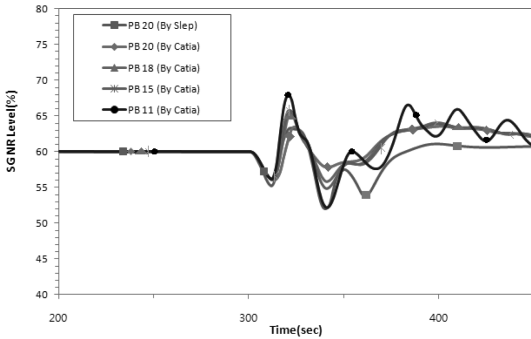


Fig. 11 Steam generator narrow range level in one feedwater pump loss transients(PB)

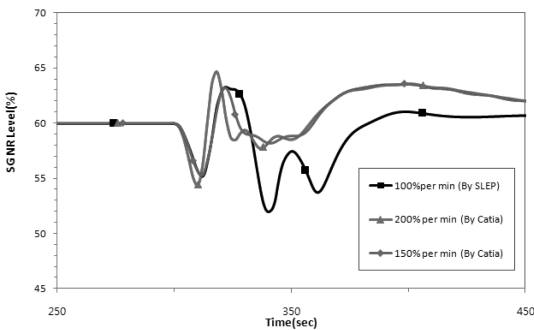


Fig. 12 Steam generator narrow range level in one feedwater pump loss transients(turbine power decreasing rate)

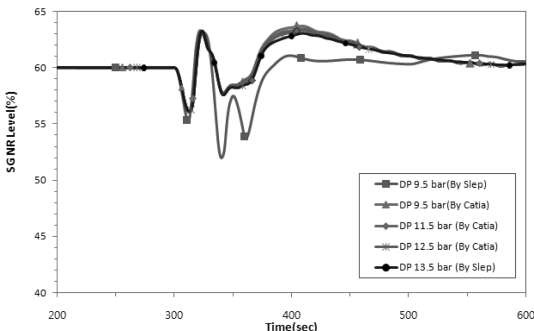


Fig. 13 Steam generator narrow range level in one feedwater pump loss transients(difference pressure between feedwater header and steam header)

주증기-급수 헤더간 차압의 영향분석 결과는 Fig. 13에서 보여주는 바와 같이 차압을 변화시켜도 증기발생기 수위제어에는 크게 영향을 미치지 않음을 확인하였다. 차압을 증가시킬 경우 밸브 개도(Valve Open Position)는 57%에서 54%까지 감소하는 것으로 나타났으나 급수펌프 스피드가 약 300 rpm 증가하여 4950 rpm에 도달하는 것으로 확인되었으며 이는 펌프 고스피드 트립(5,670 rpm)을 고려하면 바람직하지 않다. 따라서 현행 DP=9.5 bar로 유지하는 것이 바람직하다.

주급수계통 제어 안정도 분석의 일환으로 급수조절 밸브 캠 특성(유량-개도 곡선) 유형에 대해 제어특성을 분석하기 위해 그림 Fig. 14와 같이 주급수제어 밸브 캠 유형에 대해 분석한 결과 그림 Fig. 15와 같이 유형에 관계없이 거의 같은 결과를 보여주었다.

따라서 현재의 밸브 캠유형은 출력최적화 후에 그대로 사용하여도 수위제어에 영향이 없는 것으로 평가되었다.

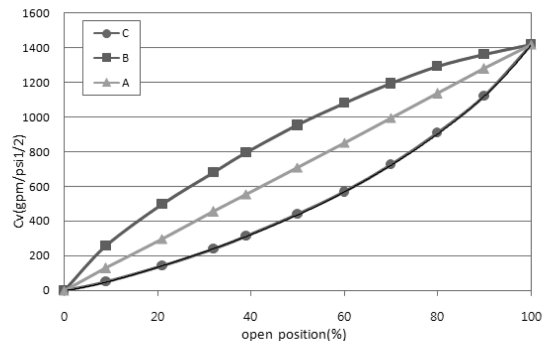


Fig. 14 Cv curves for feedwater control valve position by valve CAM types A, B and C

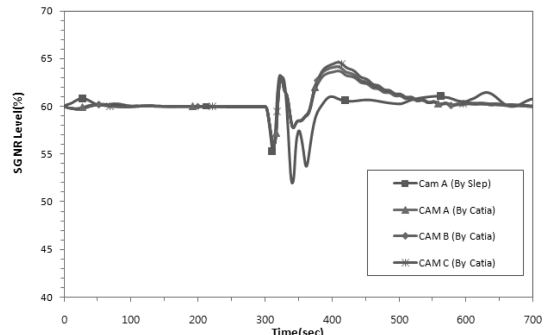


Fig. 15 Steam generator narrow range level in one feedwater pump loss transients(Feedwater control valve CAM types A, B and C)

4. 검증 및 고찰

최적성능 해석코드(SLEP) 분석결과는 현장 운전자료와 비교분석하였다. 올진 2호기에서 발생('04.10)한 부하상실 사건의 현장자료는 기록간격이 10초이며 운전변수는 원자로출력, 제어봉위치, 원자로냉각재온도, 터빈출력, 증기발생기 수위, 주급수 유량 및 주증기 유량이다.

전부하 상실시 최적성능 해석코드(SLEP)를 이용한 증기발생기 수위제어 거동분석결과와 실측 데이터는 Fig. 1~7에서 보여주는 바와 같이 전반적으로 유사한 거동을 나타내고 있어 본 분석결과가 적합함을 확인할 수 있었다.

이로서 증기발생기 수위제어 평가용 SLEP 코드모델은 운전 실측자료를 이용하여 검증함으로써 그 유효성을 확인하였다.

전출력에서 주급수 펌프 2대 운전 중 1대가 정지하여 60%까지 터빈출력감발이 일어나는 경우, 증기발생기 목표수위까지 도달하는 과정에서 증기발생기 수위제어 동특성에 의해 진동을 거듭하지만 펌프 1대 정지에 따른 급수유량 감소와 출력감발로 인한 증기유량감소가 균형을 이루면서 수위가 안정 상태를 회복하는 것으로 나타났다.

전부하 상실 운전과도에서 증기덤프 밸브 개방 온도 설정치(PB)는 증기발생기 수위제어 측면에서 과도현상에 따른 수위 변동 폭에 직접적으로 영향을 미치며 밸브 개방 후 냉각 속도 및 개방 횟수에 영향을 주는 것으로 나타났으며 전체 수위제어 측면에서는 상대적으로 설정치(PB)가 클수록 더 안정적인 제어특성을 보여 주었다.

전부하 상실 운전과도에서 증기덤프 밸브용량의 민감도 분석결과 60~85% 증기덤프용량에서 계통의 전반적인 안정성에 영향을 주고 있으며 증기덤프용량이 증가함에 따라 과도 후의 수위변동 폭이 미미하지만 확대되는 것을 관측할 수 있었다. 85%의 증기덤프용량은 수위제어 안전성에 적절한 것으로 평가되었다.

5. 결론

올진 1,2호기 증기발생기 교체 및 출력최적화 시 전부하 상실과 펌프 1대 정지의 운전과도상태 해석에서 운전 여유도는 충분히 확보됨을 알 수 있었다. 급수제어계통과 덤프제어계통 설정치 최적화 분석 결과 대체적으로 안정적인 수위제어 특성을 보여주고 있으므로 현행 설정치는 모두 유효함을 확인하였다. 이는 증기발생기 교체에 따라 수위조절영역이 확대됨에 따라 전반적인 증기발생기 수위 과도현상의 진폭이 상대적으로 작아져 수위제어계통의 안정성이 향상되는 것으로 판단된다.

참고문헌

1. Alstom, KNU12MS-APPNF-01, SYSTEM Manual, APP SYSTEM, feedwater system, Ulchin Units 1&2, OCT 1989.1.
2. Alstom, Ulchin Units 1&2 operating and maintenance instructions, Feedwater, condensate, drain recovery pump, oct, 85.
3. Duk-Joo Yoon, In-Hwan Kim, Evaluation report for steam generator control system after power uprate and replacement steam generator, KHNP CRI, 2011.8.
4. AREVA NP, F.007952-C-01-ASL009, CATIA2 USER MANUAL AND SAMPLE INPUT DECK, 2011.2.1.