



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)

2010년 8월
석사학위논문

출력증강으로 인한 노심
안전성에 미치는 영향 연구

조선대학교 대학원

원자력공학과

정 병 호

출력증강으로 인한 노심
안전성에 미치는 영향 연구

A Study on Effect of Core Safety due to Power Uprate

2010년 8월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

정 병 호

출력증강으로 인한 노심
안전성에 미치는 영향 연구

지도교수 김 승 평

이 논문을 공학 석사학위신청 논문으로 제출함

2010년 4월

조선대학교 대학원

원자력공학과

정 병 호

정병호의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 나 만 균 (인)

위 원 조선대학교 교수 김 승 평 (인)

위 원 조선대학교 교수 김 진 원 (인)

2010년 5월

조선대학교 대학원

목 차

ABSTRACT	iv
제 1 장 서 론	1
제 2 장 출력증강 현안	2
제 1 절 출력증강 적용 방법	2
1. 미세규모 출력증강(MURPU)	2
2. 소규모 출력증강(SPU)	3
3. 대규모 출력증강(EPU)	3
제 2 절 출력증강 적용 사례	3
1. 미국의 출력증강	3
2. 유럽의 출력증강	9
제 3 절 출력증강 국내 적용 현안	11
제 3 장 출력증강 노심 안전성 평가	12
제 1 절 설계자료 기반 안전성 분석	12
1. 노심 열수력 설계	12
2. 노심 핵설계	14
3. 연료봉 및 집합체 설계	15
제 2 절 운전자료 기반 안전성 분석	19
1. 첨두계수	20
2. 원자로냉각재계통 방사능	22
3. 기타 운전변수	23
제 4 장 출력증강 최적화 전략	25
제 1 절 주기길이 최적화	25
제 2 절 노심 안전 여유도 확보	27
제 5 장 결론	32
참고문헌	33

표 목 차

표 2.2.1	Approved Applications for Power Uprates	4
표 2.2.2	Pending Applications for Power Uprates	8
표 2.2.3	Expected Applications for Power Uprates	8
표 2.2.4	Approved Applications for Power Uprates in Europe	9
표 3.1.1	고리 3,4호기 출력증강 노심 DNBR 설계제한치	13
표 3.1.2	출력증강 전, 후의 핵적 안전성인자 비교	15
표 3.2.1	고리 4호기 열속침투계수 비교	20
표 3.2.2	출력증강 전, 후의 RCS 핵종 방사능량 비교	22
표 4.1.1	출력증강노심(고리 3,4호기) 장전모형에 따른 발전비 비교	27
표 4.2.1	ACE7TM 연료 설계변경 사항 및 개선효과	30
표 4.2.2	HANA 피복관 조성비교	31

그림 목차

그림 3.1.1	출력증강 노심 운전 제한치	13
그림 3.2.1	고리 4호기 열속침투계수 비교	21
그림 3.2.2	고리 4호기 핵엔탈피 증가 침투계수 비교	21
그림 3.2.3	고리 4호기 AO 거동	23
그림 3.2.4	고리 4호기 19주기 임계붕소농도	24

ABSTRACT

A Study on the Effect of Core Safety due to Power Uprate

By Jung, Byung Ho

Adviser : Prof. Kim, Soong Pyoung, Ph. D.

Department of Nuclear Engineering,

Graduate School of Chosun University

In general, nuclear power generation is regarded as economical. However, its huge initial investment and social costs involved in site selection make it not-an-ideal solution to meet rising power demand with construction of a new plant. Under the circumstances, one of the other ways to enhance economics of nuclear power generation is the power uprate.

Power uprate means increasing thermal power of the reactor core and has three methods of measurement uncertainty recapture power uprates(MURPU) by decrease in measurement inaccuracy, stretch power uprate(SPU) by changing the set point, and extended power uprate(EPU) by change of BOP equipment. Using the above three method, respectively 2%, 7% and 20% power can be increased.

In the US, unit 1 of Calvert Cliffs Nuclear Power Plant was the first one to enhance thermal power by 5.5% with adjustment of equipment set point in 1977. As of October 2009, a total of 5,726MWe in installed capacity was increased from 129 times of power uprate and other 29 sites are in the process of or planning power uprate. In Korea, there are 20 nuclear power generation units and they produce a combined 50,773 MWt in thermal output. Only a 5% of power uprate could have the similar effect of constructing an additional unit. Required cost for power generation is considerably lower compared to required cost for constructing

a new power plant.

In order to evaluate core safety of Yonggwang Nuclear Power Unit 1&2, the power uprated core of Kori Nuclear Power Unit 3&4 with similar furnace type is analyzed on the base of the design criteria. For the evaluation of power uprated core margin of safety, thermal hydraulic design, nuclear design and fuel rod & structure design are evaluated after power uprate, and all the design criteria are satisfied in power uprate.

And, all of the practical data(Heat flux hot channel factor, nuclear enthalpy rise hot channel factor, Activity of RCS nuclide, RCS average temperature, Axial offset, Critical boron concentration) of Kori Nuclear Power Unit 4 cycle 19 - after power uprate - are also satisfied with the design criteria. Some items with decrease in safety margin also meet the limits. So core safety items of Yonggwang Nuclear Power Unit 1&2 after power uprate are expected to be satisfied the limit

But power uprate applied to Kori Nuclear Power Unit 3&4 (WH type) does not increase fuel concentration or new fuel loading amount, and as a result cycle period of 22EFPD(Effective Full Power Day) is reduced on a 4.5 w/o enrichment, 64 bundles of new fuel and equilibrium core basis. Reduced cycle period drives up power generation unit cost and therefore undermines a portion of economic gains acquired from power uprate. So, in order to maximize economics of power uprate and to ensure optimal cycle period of 18 months, enrichment or new fuel loading amount should be increased. And a little amount of safety margin decreased also are optimized by high performance fuel assembly and 3D core monitoring system.

Power uprate is a more effective way where the country have low public acceptance of nuclear energy or site selection problem as in Korea. And it is an economical and efficient way of power generation and capacity increase compared to construction of new units. A recent research trends for the development of improved fuels and core management system are expected to have a positive effect on power uprate. Therefore, in the near future, Optimized power uprate technology will be maximize safety & economics of power uprate.

제 1 장 서 론

일반적으로 원자력에너지는 친환경적, 경제적인 것으로 평가받는다. 그렇기 때문에 우리나라도 현재 20기의 원자력발전소를 운전중에 있으며 앞으로 2021년까지 12기의 원자력발전소를 추가적으로 건설할 계획에 있다.

그러나 원자력에너지는 초기 투자비용이 높고, 부지선정에 사회적비용이 많이 소모되며, 사회적수용성이 낮고 폐기물 문제가 존재하는 등 해결과제를 안고 있는 미완의 대안이기 때문에 폭발적으로 증가하는 전력수요를 새로운 발전소를 건설함으로써 충족시키는 것은 쉽지 않은 일이다. 이에 따라 발전량을 증가시키면서 발전단가를 저감하는데 투자대비 효과가 적은 새로운 발전소를 건설하거나 새로운 계통설비를 개발하기 보다는 초저누설 장전모형, 고연소 장주기운전, 계속운전 등을 통하여 원자력발전의 경제성을 향상시키는 방안이 모색되고 있다. 노심 출력증강(Power Uprate)은 이러한 고민에서 발전된 것으로 현재 가장 효율적이고, 효과적으로 발전량을 증가시킬 수 있는 방법이다.

이미 미국, 유럽 등 원자력발전소를 운영하고 있는 세계 각지에서는 출력증강을 적용하여 성공적으로 전력생산량을 증가시킨 많은 사례가 있으며, 계속해서 출력증강이 시도되고 있다. 또한 국내의 경우에도 고리 3, 4호기가 2006년 12월 출력증강 운영변경허가를 취득하여 현재 노심 열출력을 기존 2,775MWt에서 2,900MWt로 4.5% 출력증강하여 운전 중에 있으며, 동일 노형인 영광 1, 2호기의 경우에는 출력증강 도입을 준비 중에 있다.

그러나 국내에 적용된 출력증강 방법은 대규모 설비변경이나, 연료의 우라늄 농축도 상승 등의 방법을 취하는 것이 아니기 때문에 안전성 여유도가 소폭 감소하며, 주기길이의 감소로 인하여 출력증강의 경제성도 일부 상쇄되고 있는 등 출력증강이 최적화되었다고 말할 수 있는 상황은 아니다.

따라서 본 연구에서는 출력증강의 방법과 출력증강 적용 사례를 알아보고, 고리 3, 4호기에 적용된 4.5% 노심 출력증강 결과를 설계 및 실제데이터 분석을 통하여 안전성을 평가함으로써 영광 1, 2호기 출력증강에 대한 노심 안전성 영향을 예측함은 물론, 국내 적용된 출력증강을 최적화하여 출력증강의 경제적 이득을 극대화하고, 안전성을 증대시키기 위한 향후조치를 논의하고자 한다.

제 2 장 출력증강 현안

제 1 절 출력증강 적용방법

출력증강이란 원자력발전소의 노심 열출력을 증가시키는 것을 의미하며, 측정 불확실도 감소에 의한 미세규모 출력증강(Measurement Uncertainty Recapture Power Uprates : MURPU), 설정치 변경을 통한 소규모 출력증강(Stretch Power Uprates : SPU), BOP(Balance of Plant) 설비 변경을 통한 대규모 출력증강(Extended Power Uprates : EPU) 등 세 가지의 방법으로 이루어지고 있다. 미세규모의 출력증강은 급수유량측정 방법을 변경하는 방법으로 정격 열출력을 약 2% 증가시킬 수 있으며, 소규모 출력증강은 계통의 설계여유도를 최적화함으로써 약 7%까지, 대규모 출력증강은 고압터빈, 응축수 펌프, 주발전기 등과 같은 BOP 주요설비를 변경하여 약 20%까지 증가시키게 된다.

1. 미세규모 출력증강(MURPU)

노심 출력 계산의 불확실성 가운데 가장 큰 원인은 급수유량의 측정 불확실성이다. 노심 열출력은 식 2.1에서 보는바와 같이 급수 유량과 냉각재의 물성치를 사용하여 구하게 되므로 열량계산의 신뢰도는 급수유량의 측정 정확도에 좌우된다.

$$Q = W_{fw}[h_g - mh_{fg} - h_{fw}] \quad (\text{식 2.1})$$

여기서 Q = 노심 열출력, W_{fw} = 급수유량
 h_g = 수증기 엔탈피, m = 수증기의 습분함유량
 h_{fg} = 증발열, h_{fw} = 급수 엔탈피

급수 유량을 측정하기 위해 일반적으로 사용되고 있는 벤추리 유량계의 측정오차는 약 1.5% 정도이다. 최근에 활용되고 있는 첨단 유량측정 방법인 초음파 유량 측정오차는 전체 유량의 0.3% 이하로 보고되고 있다. 따라서 초음파 유량계를 사용하면 정격 열출력의 1.4% 정도 출력을 증가시킬 수 있다.

미세규모 출력증강은 초음파 유량계를 사용하여 측정오차를 감소시켜 정격 출력을 최대 2%까지 증가시키는 방법이다.

2. 소규모 출력증강(SPU)

주요 설비를 교체하지 않고 제어 및 보호 계통의 설정치를 변경하여 정격 출력을 증가시키는 방법이다. 원전 설계자는 운영과정에서 발생할 수 있는 예상하지 못한 상황을 대비하기 위하여 안전 여유도를 확보하고자 계통 및 기기에 대해 보수적으로 설계하고 있다. 따라서 발전소 초기설계에 반영되어 있는 보수성과 현재의 진보된 설계기술을 적용하여 현재의 인허가기준에서도 충분한 안전 여유도를 갖는 범위에서 출력을 증가시키는 것이며, 웨스팅하우스형 가압 경수로의 SPU 범위는 약 5%로 알려져 있다. 그러나 이 범위의 출력증강에서도 발전소의 설계 특성에 따라 고압터빈의 유로 변경 등 일부의 설계변경이 요구될 수 있다.

3. 대규모 출력증강(EPU)

일반적으로 정격 출력의 20%까지 증가시키는 방법이다. EPU는 고압터빈, 복수펌프 및 모터, 주발전기, 주변압기 등 2차측 기기의 대대적인 설계변경을 통하여 계통의 열적 여유도를 대폭 증가시켜 출력을 증강한다.

제 2 절 출력증강 적용 사례

1. 미국의 출력증강

미국의 경우 1977년에 계기 설정치 변경을 통해 열출력을 5.5% 증가시킨 Calvert Cliffs 1호기를 선두로 하여 2009년 10월 현재 129회의 출력증강을 통해 전체 원전의 열출력을 약 17,179MWt(전기출력 기준 5,726MWe의 발전용량) 증가시켰다. 또한 2009년 10월 현재 9개의 발전소가 출력증강 심사 중에 있으며 향후 2014년 까지 46개의 원전에서 출력증강을 계획하고 있다. 표 2.2.1, 2.2.2, 2.2.3은 승인된 원전, 심사 중인 원전, 그리고 신청 예정인 원전 현황을 각각 보여주고 있다.

☒ 2.2.1. Approved Applications for Power Uprates

(TYPE : S = Stretch; E = Extended; MU = Measurement Uncertainty Recapture)

NO.	Plant	% Uprate	MWt	Date Approved	Type
1	Calvert Cliffs 1	5.5	140	09/09/77	S
2	Calvert Cliffs 2	5.5	140	10/19/77	S
3	Millstone 2	5	140	06/25/79	S
4	H. B. Robinson	4.5	100	06/29/79	S
5	Fort Calhoun	5.6	80	08/15/80	S
6	Crystal River 3	3.8	92	07/21/81	S
7	St. Lucie 1	5.5	140	11/23/81	S
8	St. Lucie 2	5.5	140	03/01/85	S
9	Duane Arnold	4.1	65	03/27/85	S
10	Salem 1	2	73	02/06/86	S
11	North Anna 1	4.2	118	08/25/86	S
12	North Anna 2	4.2	118	08/25/86	S
13	Callaway	4.5	154	03/30/88	S
14	TMI-1	1.3	33	07/26/88	S
15	Fermi 2	4	137	09/09/92	S
16	Vogtle 1	4.5	154	03/22/93	S
17	Vogtle 2	4.5	154	03/22/93	S
18	Wolf Creek	4.5	154	11/10/93	S
19	Susquehanna 2	4.5	148	04/11/94	S
20	Peach Bottom 2	5	165	10/18/94	S
21	Limerick 2	5	165	02/16/95	S
22	Susquehanna 1	4.5	148	02/22/95	S
23	Nine Mile Point 2	4.3	144	04/28/95	S
24	WNP-2	4.9	163	05/02/95	S
25	Peach Bottom 3	5	165	07/18/95	S
26	Surry 1	4.3	105	08/03/95	S
27	Surry 2	4.3	105	08/03/95	S
28	Hatch 1	5	122	08/31/95	S
29	Hatch 2	5	122	08/31/95	S
30	Limerick 1	5	165	01/24/96	S
31	V. C. Summer	4.5	125	04/12/96	S
32	Palo Verde 1	2	76	05/23/96	S

NO.	Plant	% Uprate	MWt	Date Approved	Type
33	Palo Verde 2	2	76	05/23/96	S
34	Palo Verde 3	2	76	05/23/96	S
35	Turkey Point 3	4.5	100	09/26/96	S
36	Turkey Point 4	4.5	100	09/26/96	S
37	Brunswick 1	5	122	11/01/96	S
38	Brunswick 2	5	122	11/01/96	S
39	Fitzpatrick	4	100	12/06/96	S
40	Farley 1	5	138	04/29/98	S
41	Farley 2	5	138	04/29/98	S
42	Browns Ferry 2	5	164	09/08/98	S
43	Browns Ferry 3	5	164	09/08/98	S
44	Monticello	6.3	105	09/16/98	E
45	Hatch 1	8	205	10/22/98	E
46	Hatch 2	8	205	10/22/98	E
47	Comanche Peak 2	1	34	09/30/99	MU
48	LaSalle 1	5	166	05/09/00	S
49	LaSalle 2	5	166	05/09/00	S
50	Perry	5	178	06/01/00	S
51	River Bend	5	145	10/06/00	S
52	Diablo Canyon 1	2	73	10/26/00	S
53	Watts Bar	1.4	48	01/19/01	MU
54	Byron 1	5	170	05/04/01	S
55	Byron 2	5	170	05/04/01	S
56	Braidwood 1	5	170	05/04/01	S
57	Braidwood 2	5	170	05/04/01	S
58	Salem 1	1.4	48	05/25/01	MU
59	Salem 2	1.4	48	05/25/01	MU
60	San Onofre 2	1.4	48	07/06/01	MU
61	San Onofre 3	1.4	48	07/06/01	MU
62	Susquehanna 1	1.4	48	07/06/01	MU
63	Susquehanna 2	1.4	48	07/06/01	MU
64	Hope Creek	1.4	46	07/30/01	MU
65	Beaver Valley 1	1.4	37	09/24/01	MU
66	Beaver Valley 2	1.4	37	09/24/01	MU
67	Shearon Harris	4.5	138	10/12/01	S

NO.	Plant	% Uprate	MWt	Date Approved	Type
68	Comanche Peak 1	1.4	47	10/12/01	MU
69	Comanche Peak 2	0.4	13	10/12/01	MU
70	Duane Arnold	15.3	248	11/06/01	E
71	Dresden 2	17	430	12/21/01	E
72	Dresden 3	17	430	12/21/01	E
73	Quad Cities 1	17.8	446	12/21/01	E
74	Quad Cities 2	17.8	446	12/21/01	E
75	Waterford 3	1.5	51	03/29/02	MU
76	Clinton	20	579	04/05/02	E
77	South Texas 1	1.4	53	04/12/02	MU
78	South Texas 2	1.4	53	04/12/02	MU
79	ANO-2	7.5	211	04/24/02	E
80	Sequoyah 1	1.3	44	04/30/02	MU
81	Sequoyah 2	1.3	44	04/30/02	MU
82	Brunswick 1	15	365	05/31/02	E
83	Brunswick 2	15	365	05/31/02	E
84	Grand Gulf	1.7	65	10/10/02	MU
85	H. B. Robinson	1.7	39	11/05/02	MU
86	Peach Bottom 2	1.62	56	11/22/02	MU
87	Peach Bottom 3	1.62	56	11/22/02	MU
88	Indian Point 3	1.4	42.4	11/26/02	MU
89	Point Beach 1	1.4	21.5	11/29/02	MU
90	Point Beach 2	1.4	21.5	11/29/02	MU
91	Crystal River 3	0.9	24	12/04/02	S
92	D.C. Cook 1	1.66	54	12/20/02	MU
93	River Bend	1.7	52	01/31/03	MU
94	D.C. Cook 2	1.66	57	05/02/03	MU
95	Pilgrim	1.5	30	05/09/03	MU
96	Indian Point 2	1.4	43	05/22/03	MU
97	Kewaunee	1.4	23	07/08/03	MU
98	Hatch 1	1.5	41	09/23/03	MU
99	Hatch 2	1.5	41	09/23/03	MU
100	Palo Verde 2	2.9	114	09/29/03	S
101	Kewaunee	6	99	02/27/04	S
102	Palisades	1.4	35.4	06/23/04	MU

NO.	Plant	% Uprate	MWt	Date Approved	Type
103	Indian Point 2	3.26	101.6	10/27/04	S
104	Seabrook	5.2	176	02/28/05	S
105	Indian Point 3	4.85	148.6	03/24/05	S
106	Waterford	8.0	275	04/15/05	E
107	Palo Verde 1	2.9	114	11/16/05	S
108	Palo Verde 3	2.9	114	11/16/05	S
109	Vermont Yankee	20	319	03/02/06	E
110	Seabrook	1.7	61	05/22/06	MU
111	Ginna	16.8	255	07/11/06	E
112	Beaver Valley 1	8	211	07/19/06	E
113	Beaver Valley 2	8	211	07/19/06	E
114	Browns Ferry 1	5	165	03/06/07	S
115	Crystal River 3	1.6	41	12/26/07	MU
116	Susquehanna 1	13	463	01/30/08	E
117	Susquehanna 2	13	463	01/30/08	E
118	Vogtle 1	1.7	60.6	02/27/08	MU
119	Vogtle 2	1.7	60.6	02/27/08	MU
120	Hope Creek	15	501	05/14/08	E
121	Comanche Peak 1	4.5	154	06/27/08	S
122	Comanche Peak 2	4.5	154	06/27/08	S
123	Cooper	1.6	38	06/30/08	MU
124	Davis-Besse	1.6	45	06/30/08	MU
125	Millstone 3	7.0	239	08/12/08	S
126	Calvert Cliffs 1	1.4	37	07/22/09	MU
127	Calvert Cliffs 2	1.4	37	07/22/09	MU
128	North Anna 1	1.6	47	10/22/09	MU
129	North Anna 2	1.6	47	10/22/09	MU
	Total MWt		17179.2		
	Total MWe		5726		

☒ 2.2.2. Pending Applications for Power Uprates

(TYPE : S = Stretch; E = Extended; MUR= Measurement Uncertainty Recapture)

(TBD = To Be Determined)

NO.	Plant	% Uprate	MWt	Submittal Date	Projected Completion Date	Type
1	Browns Ferry 2	14.3	494	06/25/2004	TBD	E
2	Browns Ferry 3	14.3	494	06/25/2004	TBD	E
3	Browns Ferry 1	14.3	494	06/28/2004	TBD	E
4	Monticello	12.9	229	11/05/2008	TBD	E
5	Point Beach 1	17	260	04/07/2009	2010.11	E
6	Point Beach 2	17	260	04/07/2009	2010.11	E
7	Nine Mile Pt. 2	15	521	05/27/2009	2010. 7	E
8	Praire Island 1	1.6	27	12/28/2009	2010. 7	MUR
9	Praire Island 2	1.6	27	12/28/2009	2010. 7	MUR
	Total MWt		2806			
	Total MWe		935			

☒ 2.2.3. Expected Applications for Power Uprates

Fiscal Year	Total Power Uprates Expected	MURPU	SPU	EPU	MWt	Approximate MWe
2010	12	6	0	6	2553	851
2011	19	13	1	5	2191	730
2012	8	5	0	3	1308	436
2013	4	3	0	1	591	197
2014	3	0	0	3	1245	415
TOTAL	46	27	1	18	7888	2629

2. 유럽의 출력증강

표 2.2.4는 유럽에서 출력증강을 수행한 발전소들을 기술하고 있다. 유럽발전들은 대부분 출력증강을 증기발생기 교체와 함께 추진하고 있는 관계로 아래 표와 같이 EPU에 해당하는 대규모 출력증강을 적용하고 있다

표 2.2.4. Approved Applications for Power Upgrades in Europe

Country	Plant	% Uprate	MWt	Year Approved	Reactor Type	etc
Belgium	Doel 3	10	3064	1993	PWR 900	SGR ^{주)}
	Doel 2	10	1311	2004	PWR 400	SGR
	Tihange 1	8	2875	1995	PWR 870	SGR
	Tihange 2	10	3064	2001	PWR 900	SGR
Finland	Olkiluoto 1, 2	18.3		1998	BWR 700	SGR
	Loviisa	9.1		1998	VVER 440	
France	Chinon 3, 4	4.5		1987	PWR 900	
Germany	Isar 2	2.6			PWR 1300	
	Grafenheinfeld	6			PWR 1300	
	GKN 1, 2	4		2000	PWR	
	Uterweser	4.4		1998	PWR 1300	
Slovenia	Krsko	6.3			PWR	
Spain	Cofrentes	10		2002	BWR	
Sweden	Ringhals 2	9		1989	PWR 900	SGR
	Ringhals 3	12		1995	PWR 900	SGR
Swiss	Gosgen	6.9	3002	1985	PWR	
	Leibstadt	14.7	3600	1998	BWR/6	
	Muhleberg	10	1097	1992	BWR/4	

주) SGR : Steam Generator Replacement

가. 핀란드

핀란드는 10년 주기로 원전의 운영허가를 갱신하고 있으며 Olkiluoto 발전소를 운영

하고 있는 Teollisuuden Voima Oy (TVO)는 새로운 운영허가 갱신 과정에서 발전소 용량과 안전성을 향상시키고 운전수명을 연장하기 위한 Olkiluoto 발전소 현대화 계획을 추진하였다. 이러한 현대화 계획의 일환으로 TVO는 1998년에 주순환펌프의 전기구동 장치와 터빈 압력가버너를 교체하여 Olkiluoto 발전소의 15.7% 출력증강을 완료하였다.

나. 슬로베니아

웨스팅하우스형 원전인 Krsko 발전소는 증기발생기 교체, 시뮬레이터 설치와 함께 출력증강을 장기 현대화 계획으로 추진하고 있다. 1997년에 시작된 현대화 계획의 주요 내용의 하나로 열출력 1,882MWt을 2,000MWt로 6.3% 출력증강을 추진하였으며, 웨스팅하우스의 출력증강 타당성 검토를 통하여 발전소 계통의 많은 설계변경 없이도 열출력 6.3 % 증가가 입증되어 출력증강이 수행되었다.

다. 스페인

BWR형 원전인 Cofrentes 발전소는 4.2%의 출력증강에 이어 5.8%의 출력증강을 2002년도 정기검사 후 시행할 예정이다. Cofrentes 발전소를 운영하고 있는 Iberdrola는 지난 2주기 동안 핵연료 및 노심설계 그리고 인허가를 위해 자체 설계 및 제장전인허가 방법론을 개발하였고 이것을 출력증강에 적용하였다.

라. 벨기에

벨기에 규제당국인 Association Vincotte Nucleaire(AVN)는 2001년 4월 Tihange 2 원전의 10% 출력증강을 허가하였다. 10% 출력증강은 2001년 여름으로 계획된 증기발생기 교체와 함께 수행된 것으로 최근 승인된 해석방법을 적용하여 발전소 기본설계를 전면적으로 검토하였다.

마. 스위스

스위스 규제당국은 1985년 Gosgen 원전의 6.9%, 1992년 Muhleberg 원전의 10%, 그리고 Leibstadt 원전에 대해 1985년과 1998년에 각각 4.2%, 14.7%의 출력증강을 허가하였다. 결정론적 방법으로 핵연료와 안전계통의 성능검토, 기술지침서 검토, 선량률 평가를 포함하여 사고해석을 수행하였고, 확률론적 방법으로 발전소 PSA 결과를 사용하여 중대사고 관련 불확실도 영향평가를 포함한 출력증강의 위험도 평가를 하였다.

제 3 절 출력증강 국내 적용 현안

전력산업 구조개편에 따른 원가 절감 및 원자력 발전의 경제성 제고가 절실히 요구되는 경영환경에 따라 국내 원전운영의 주관사인 한국수력원자력(주)은 웨스팅하우스형 원전인 고리 3, 4호기 및 영광 1, 2호기에 대해 약 5% 출력증강 인허가 획득을 목표로 전력산업기술개발 과제(“가동원전 출력증강 기술개발”)를 추진하였다.

전력산업기술개발에 따라 2005년 9월 고리 3, 4호기 및 영광 1, 2호기에 대하여 4.5% 출력증강을 위한 운영변경허가가 신청되었고 고리 3, 4호기 출력증강의 안전성 심사가 원자력안전기술원에서 수행되었으며 주요 심사내용은 출력증강방법, 핵증기 공급계통 설계과도해석, 핵증기 공급계통 성능평가, 핵증기 공급계통 기기건전성 평가, 사고해석, 핵연료, 터빈-발전기, 2차계통 및 보조계통 등이다. 출력증강 운영변경에 대해 안전성을 심사한 결과 관련 기술기준을 만족한 것으로 평가되어, 제 32차 원자력안전위원회 의결을 거쳐 2006년 12월 과학기술부는 고리 3, 4호기 출력증강 운영변경을 허가하였고, 2009년 2월 국내 최초로 고리 4호기에 출력증강이 적용되었다. 현재는 고리 3, 4호기 모두 출력증강이 적용되어 열출력 2,912MWt, 전기출력 1,033.2MWe로 운전되고 있으며, 동일 노형인 영광 1, 2호기 역시 출력증강을 준비중에 있다.

현재 20기 원전을 운영하고 있는 국내 원전의 총 열출력은 50,773MWt이며 모든 발전소에 출력증강이 적용되는 것을 가정할 때 고리 3, 4호기 수준인 약 5%의 출력증강만으로도 원자력발전소 한 호기를 더 운영하는 효과를 얻을 수 있다. 출력증강을 통한 발전용량의 증가는 1,000MWe급 신규원전 건설비용(1800\$/kWe)이나 500MWe급 신규 화력발전소 건설비용(1,000\$/kWe)과 비교하여 상대적으로 경제적인 비용(400\$/kWe)으로 전력을 생산하기 때문에 특히 지리적, 사회적 여건상 건설부지 확보가 힘들고 시간적, 금전적 비용이 많이 소모되는 국내의 경우 출력증강의 경제적 효과는 더욱 크다. 또한 경제적 강점 이외에도 출력증강은 원전 설비용량을 단기간에 증가시킴으로써 기저 부하 전원의 추가확보가 가능하므로 국내 안정적인 전력수급에 기여할 수 있고, 발전소 주변지역 지원법에 따라 증가된 발전량만큼 지역발전 지원 금액이 증가하여 지역사회 발전에 기여할 수 있다.

제 3 장 출력증강의 노심 영향 평가

제 1 절 설계 기반 안전성 평가

1. 노심 열수력 설계

노심 열수력 설계의 목적은 노심 내에서 생산되는 열원을 원자로냉각재계통 또는 비상노심냉각계통에 의해 적절히 냉각시킬 수 있는 조건을 유지하여 핵연료의 건전성과 노심의 안전성을 보증하는데 있다. 정상 및 과도상태 운전 조건에서 열적 혹은 수력적 요인에 의한 핵연료 손상을 방지하기 위하여 다음과 같은 설계기준을 고려해야 한다.

가. 핵비등이탈(Departure from Nucleate Boiling : DNB)

정상 및 과도상태 운전조건에서 노심 내 최고 온도의 연료봉이 95% 신뢰도에서 최소 95% 확률로 DNB가 발생하지 않아야 한다.

나. 핵연료봉온도

정상 및 과도상태 운전조건에서 첨두 출력(kW/ft) 연료봉의 온도가 UO₂의 용융온도를 초과하지 않아야 한다,

다. 냉각제 유량

노심우회유량을 제외한 노심내의 핵연료 영역으로 흘러가는 유량은 핵연료 냉각기능을 보유해야 한다.

라. 수력적 안정성

정상 및 과도상태 운전 시 노심 내 유동 불안정성이 발생하지 않아야 한다.

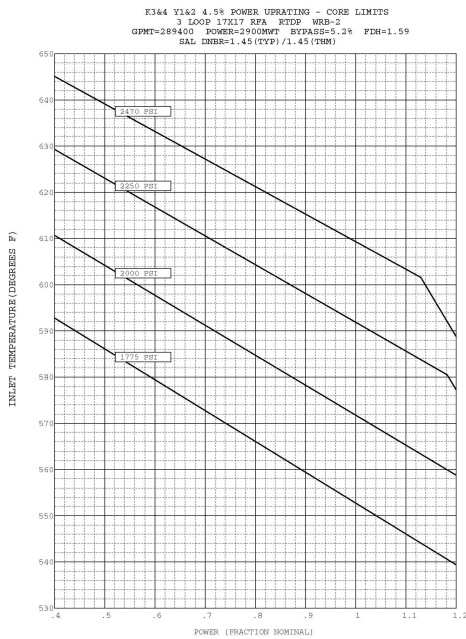
발전소의 안전성 평가는 설계 한계 DNBR에 일정한 여유도를 부여한 안전해석 한계 DNBR을 기준으로 수행된다. 고리 3, 4호기의 출력증강 노심은 열설계 방법론을 기존의 해석방법인 ITDP (Improved Thermal Design Procedure) 방법에서 통계적 열설계 방법론인 RTDP(Revised Thermal Design Procedure)로 변경하였으며 이에 따라 설계 안전해석 한계 DNBR에 부과하던 여유도를 21%에서 13.8%로 감소시켰다.

정격조건에서의 최소 DNBR은 노심 입구온도의 상한 값을 기준으로 계산된 것으로 전형적 수로와 안내관 수로에서 각각 2.53과 2.51로 출력증강의 결과로 설계변경 이전 보다 다소 낮아지긴 했으나, 여유도 측면에서 설계 한계 및 안전해석 DNBR 제한치

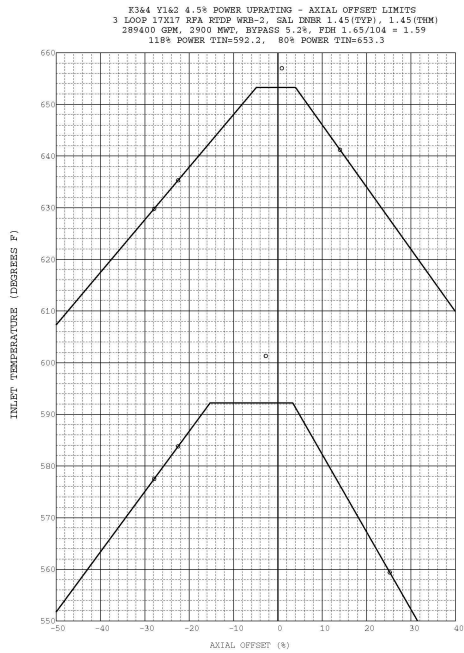
보다 충분히 많은 여유도가 있음을 확인할 수 있다.

표 3.1.1 고리3, 4호기 출력증강 DNBR 설계제한치

열수력 설계인자	출력증강 전 (ITDP)	출력증강 후 (RTDP)
정격조건 최소 DNBR (Typical/Thimble)	2.66 / 2.64	2.53 / 2.51
설계한계 DNBR (Typical/Thimble)	1.35 / 1.33	1.25 / 1.25
안전해석 DNBR 제한치 (Typical/Thimble)	1.71 / 1.68	1.45 / 1.45
DNBR 여유도	21%	13.8%



(a) 노심 열적 제한치



(b) 수직출력 경사도 제한치

그림 3.1.1 출력증강 노심 운전 제한치

노심 과도상태에서의 DNBR은 그림 3.1.1의 (a)와 (b)의 노심 열적 제한치와 수직출력 경사도 제한치를 만족하여 운전함으로써 최소 DNBR이 안전해석 한계 DNBR 보다 작아지지 않는다는 것이 보증된다. 따라서 출력증강 노심의 열수력적 설계면에서 출력증강 이전보다 열수력적 안전여유도 및 DNBR 안전 여유도가 다소 감소하였으나 현행 제한치와 비교하여 충분한 여유도를 확보하고 있으며, 열수력 설계기준을 만족시키는 것으로 판단된다.

2. 노심 핵설계

출력증강과 관련된 핵설계의 목적은 기존 안전성 분석에 사용된 핵설계 인자가 출력증강 조건에서도 여전히 유효한지를 평가하고 필요시 새로운 안전해석 입력 값을 제공하는데 있다.

경계치 접근 방법인 웨스팅하우스의 교체노심설계 방법론을 이용하여 출력증강 노심을 분석한 결과 출력증강 및 냉각재 평균온도 감소($588.5^{\circ}\text{F} \rightarrow 580\sim 587^{\circ}\text{F}$) 등 출력증강 계통 조건에 따라 노심모델의 반경방향 출력분포는 노심 외곽 쪽으로 다소 치우치지만, 연료 배치의 최적화를 통하여 충분히 제어할 수 있을 만큼 그 정도가 매우 작다. 또한 최대 양의 감속재 온도계수(Moderator Temperature Coefficient)는 현 제한치를 유지하는 것으로 평가되었으며, 최소 요구 정지여유는 출력증강에 따른 출력결손의 증가 때문에 다소 감소되었으나 제한치와 비교하여 여전히 충분한 여유도를 유지하는 것으로 평가되는 등 일부 항목을 제외한 대부분의 핵설계 인자(출력분포, 반응도계수 및 동특성 인자)가 주기별로 나타나는 편차 정도에서 변화하여 기존의 최종안전성분석보고서의 분석에 사용된 입력 값이 여전히 유효한 것으로 평가되었다. 아래의 항목은 새로운 입력값 반영이 요구되는 항목이다.

가. 최대 양의 감속재 밀도계수(MDC), $\Delta\rho/g/cc$

감속재밀도계수는 노심 출력, 냉각재 온도, Xe 농도, 제어봉가 등에 따라 영향을 받는다. 출력증강 조건을 고려할 경우 냉각재 온도 감소 및 제논농도 증가는 감속재밀도계수를 감소시키는 방향이지만, 출력증강 및 제어봉가 증가는 감속재밀도계수가 증가되는 방향으로 작용한다. 따라서 감속재 밀도계수의 변경에 따라 기술지침서의 주기말 감속재온도계수 운전제한조건과 주기말 감속재온도계수 점검 제한치가 변경되었다.

나. RAOC ΔI (축방향 출력편차) 범위 관련 인자

ΔI 는 노심 출력분포를 이 범위 내에서 유지되도록 제어하면 출력분포와 관련된 안전성 인자가 제한치를 만족시킬 수 있도록 설계분석을 통하여 설정된 출력준위에 따른 출력분포 제어 범위이다. 출력증강 노심은 LOCA F_Q 값이 제한치를 만족하지만 최소 여유도가 기존 노심에 비해 다소 줄어들고, 최대 선출력밀도[kW/ft]가 4.5% 출력증강에 상응하는 정도로 증가되므로 이러한 인자에 영향을 받는 ΔI 역시 범위 조정이 필요하다.

표 3.1.2 출력증강 전후의 핵적 안전성 인자 비교

안전성 인자	출력증강 전	출력증강 후	비고
정격 노심 열출력, MWt	2,775	2,900	
원자로냉각재 평균온도, °F	588.5	580.0 ~ 587.0	
냉각재계통 압력, psia	2,250	2,250	
평균 선출력 밀도, kW/ft	5.45	5.69	
최대 양의 MTC, pcm/°F	+5.0	+5.0	
최대 양의 MDC, $\Delta\rho/g/cc$	0.50	0.54	
도플러 온도계수, pcm/°F	-0.91 ~ -2.9	-0.91 ~ -2.9	
도플러 출력계수, pcm/%power	-9.55 ~ -6.05	-9.55 ~ -6.05	최소 음의 값
	-19.4 ~ -12.6	-19.4 ~ -12.6	최대 음의 값
지발증성자분율	0.0044 ~ 0.0075	0.0044 ~ 0.0075	
정지여유도, % $\Delta\rho$	1.77	1.77	
$F_{\Delta H}^N$ (RTDP/Non-RTDP)	1.528/1.65	1.528/1.65	
LOCA F_Q	2.6	2.6	
RAOC ΔI 범위, %	-16 ~ +8	-14 ~ +8	전출력
	-42 ~ +26	-24 ~ +22	50% 출력

3. 연료봉 및 집합체 설계

가. 연료봉 평가

연료봉의 열적/기계적 건전성 평가 관련 설계기준 중 출력증강에 의해 영향을 받는

것은 연료봉 내압, 피복관 부식, 피복관 응력, 피복관 변형률, 피복관 피로 그리고 핵연료 중심선 온도 등이다.

(1) 연료봉 내압

원자로 노심 내 선형 연료봉(Lead Rod)의 내압은 정상상태 운전기간 동안 피복관의 바깥 방향 크립(Outward Creep)에 의해 소결체와 피복관 사이의 반경방향 간격(Gap)을 증가시키는 값 이하로 한정되어야 한다. 평가 결과 인허가 연소도인 60,000 MWD/MTU에서 Gap Reopening이 발생하지 않았으므로 연료봉 내압 설계기준(Gap Reopening Limit)은 만족된다.

또한 원자로 노심 내 선형 연료봉(Lead Rod)의 내압은 광범위한 DNB 전과가 발생하는 값 이하로 한정되어야 한다. 광범위 DNB 전과가 발생되기 위한 조건은 임의의 연료봉이 DNB를 경험하면서 동시에 연료봉 내압이 계통압력보다 높은 두 가지 조건을 동시에 갖추고 있어야 한다. 그러나, 연료봉의 내압 평가 결과 수명말에서의 최대 봉 내압이 계통압력보다 낮은 것으로 나타났으므로 광범위 DNB 전과 연료봉 내압 설계기준은 만족된다.

(2) 피복관 부식

피복관 부식 및 수소화 설계기준은 연료봉 피복관의 금속/산화물 계면 온도(Metal/Oxide Interface Temperature)가 정상상태에서 780°F, 과도상태에서는 850°F를 초과하지 말아야 하고, 피복관, 안내관 및 지지격자의 수소 흡수가 수명 말에 600ppm을 초과하지 말아야 하며, 안내관과 지지격자의 금속 손실이 수명말에 12%를 초과하지 말아야 한다.

부식 및 수소화 설계기준에 대한 평가결과 피복관 금속/산화물 계면에서의 온도는 연료봉 축 방향으로의 냉각수 온도 상승과 반경 방향으로의 냉각수 막, 부식 생성물 및 산화물을 통한 온도 상승을 고려하여 결정된다. 평가 결과 피복관 금속/산화물 계면 온도 및 수소 농도 기준은 인허가 연소도인 60,000 MWD/MTU에서 만족되었다.

안내관과 지지격자에서의 수소흡수 및 금속손실 역시 인허가 연소도인 60,000 MWD/MTU에서 충분한 설계 여유도를 가지고 설계기준을 만족하였다.

(3) 피복관 응력

피복관 부피 평균 유효 응력은 정상상태 및 과도상태에서 온도 및 방사선 조사효과를 고려한 0.2% 피복관 항복 강도보다 작아야 한다. 피복관 응력 해석은 한계붕출력이력

하에서 생산된 주기평균 출력이력을 대상으로 수행되었으며, 평가 결과 피복관에 작용하는 Von Mises 식에 의한 피복관 부피 평균 유효 응력이 0.2% 피복관 항복강도보다 낮게 나타났으므로 피복관 응력 설계기준은 만족된다.

(4) 피복관 변형률

과도상태 동안의 총 인장 변형률은 과도 전 상태에 비해 1% 이하이어야 한다. 피복관 응력 설계기준이 만족되면 과도 상태에서의 피복관 변형률 설계기준은 만족된다. 따라서 피복관 응력 기준이 만족 되었으므로 과도상태에서의 피복관 변형률 설계기준 역시 만족된다.

또한 정상상태 동안의 총 소성 인장 크립 변형률(Plastic Tensile Creep Strain)은 조사 이전의 상태에 비해 1% 이하이어야 한다. 정상상태에서의 피복관 변형률에 대한 평가 결과 정상상태 동안의 총 소성 인장 크립 변형률이 설계제한치인 1% 보다 작았으므로 정상상태 시의 피복관 변형률 설계기준은 만족된다.

(5) 피복관 피로

피복관의 피로 제한치는 주어진 변형률 범위에서, 변형률 피로 주기의 수가 파손에 요구되는 것보다 적도록 설정된다. 즉, 응력 크기에 대해 최소 2 또는 주기 수에 최소 20의 안전인자 중 보수적인 경우를 고려한 피로 수명의 Usage 인자가 1.0을 넘어서는 안 된다. 피복관 피로기준에 대한 평가는 Langer-O'Donnell 저주기 피로 모델을 이용하여 수행되었다. 피복관 피로를 계산하기 위한 저주기 피로 모델링은 100-15-100%의 출력과 12-3-6-3시간의 부하 추종 운전을 모사하여 수행되며, 계산에 사용된 출력은 피복관 응력 설계기준 평가 시 사용된 것과 동일한 주기평균 출력이력이다. 평가 결과, 수명 말에서의 누적 피로수명 분율이 1.0을 초과하지 않으므로 피복관 피로 설계기준은 만족된다.

(6) 핵연료 중심선 온도

정상상태 및 과도상태의 운전 조건 하에서 핵연료 온도 분석의 설계 한도는 적어도 95% 신뢰도 및 95% 확률에서 첨두 출력치가 소결체의 용융 온도를 넘지 않아야 한다. 핵연료 소결체의 중심선 온도는 연료봉의 제원, 열 특성, 열속, 그리고 온도 차이를 고려하여 국부출력과 연료봉 연소도의 함수로 계산된다. 핵연료의 용융을 방지하기 위해서는 정상상태 및 과도상태 운전 조건하의 전 연소도 범위에 걸쳐 핵연료 중심선의 용융을

발생시키는 출력 값 이하로 연료봉의 국부침투출력 값을 제한해야 한다. 따라서, 핵연료 중심선의 용융을 발생시키지 않는 최대 국부침투출력 값을 설계 및 제조 변수와 관련 모델의 불확실도를 고려하여 연소도에 따라 계산한 후 핵연료 중심선 온도기준에 대한 평가를 위해 노심 핵설계에 제공하였다.

나. 집합체 평가

핵연료집합체에 대해서는 출력증강에 따른 핵연료집합체 기계적 건전성을 평가하기 위하여 출력증강에 따라 변하게 되는 노심설계변수를 도출하고 각 노심설계변수가 핵연료집합체의 기계설계에 미치는 영향을 평가하였다. 출력증강에 따라 변하게 되는 노심설계변수는 냉각재 온도, 양력, 부력, 중성자 조사량(Neutron Fluence) 등이며 이들 노심설계변수의 영향을 받는 집합체 기계설계기준에 대한 정의 및 출력증강 조건에서 아래와 같이 평가되었다.

(1) 조사성장

핵연료집합체 상단고정체와 노심의 상부노심판과의 간격은 집합체와 상부노심판과의 사이에 접촉으로 인한 압축하중이 작용하지 않도록 최대 집합체 조사 성장량을 고려하였을 때 영보다 큰 값을 유지하여야 한다. 출력증강에 따라 노심의 각 주기별 집합체 연소도는 증가될 수 있으나 연료봉 최대연소도는 기존의 인허가연소도 범위 이내에서 설계된다. 따라서 출력증강이 되더라도 집합체 조사성장에 영향을 미치는 중성자 조사량 역시 기존의 인허가연소도에 해당하는 최대 중성자 조사량의 범위 내에 있으므로 집합체 조사성장 관련 집합체 기계설계기준은 만족되는 것으로 평가된다.

(2) 누름스프링력

핵연료집합체 누름스프링(Holddown Spring)은 하부노심판으로부터 집합체의 들림이 발생하지 않도록 충분한 누름력을 제공하여야 한다. 핵연료집합체 누름스프링력에 영향을 미칠 수 있는 항목은 집합체 및 부품에 대한 치수, 열팽창, 조사성장 및 누름스프링 응력이완 등이다. 주기별 운전조건의 변화에 따른 누름스프링력은 노심의 최대높이와 최소집합체 길이로부터 계산된 최소 스프링 변위 및 최소 집합체 조사성장량, 그리고 중성자 조사량에 의한 누름스프링의 응력이완량을 사용하여 보수적으로 계산된다. 핵연료집합체의 들림여유도에 영향을 미칠 수 있는 항목은 집합체 양력, 집합체 무게, 집

합체 부력 및 누름스프링력 등이다. 출력증강조건에서 핵연료집합체 양력, 무게, 부력 및 누름스프링력으로부터 핵연료집합체에 대한 최소 들림여유도를 계산하였으며, 계산 결과 출력증강조건에서도 핵연료집합체의 누름스프링은 충분한 누름력을 제공하고 있어 핵연료집합체 들림은 발생하지 않는 것으로 평가된다.

(3) 구조적건전성

ANS Condition III 및 IV의 하중에서 가장 제한적 사고인 지진 및 냉각재상실사고 하중에 의해 각 부품에서 발생하는 최대 응력이 ASME Section III NG3000 및 Appendix F (Rules for Evaluation of Service Loading with Level D Service Limits)의 응력한계 또는 각 부품에 대한 허용기준을 만족해야 하며, 집합체 구조의 손상이 발생하더라도 냉각이 가능한 형상을 유지해야 하고 제어봉 삽입이 가능하여야 한다. 출력증강 조건에서 지진 및 냉각재상실사고 하중에 대한 핵연료집합체의 구조적건전성 해석이 수행되었으며, 해석 결과 지진 및 냉각재상실사고 시 핵연료집합체 지지격자에서 발생하는 최대 충격하중은 지지격자의 좌굴강도를 초과하지 않는 것으로 나타났다. 또한, 지진 및 냉각재상실사고 하중에 대한 집합체 부품의 설계기준도 보수적으로 만족하는 것으로 평가되었다. 따라서, 출력증강 조건에서 지진 및 냉각재상실사고 하중에 대한 핵연료집합체의 구조적건전성은 유지되는 것으로 평가된다.

제 2 절 운전자료 기반 안전성 분석

지금까지는 출력증강 노심에 대한 설계 및 안전해석 차원에서 안전성 평가를 수행하였다. 아래는 실제 출력증강이 적용된 고리 4호기 노심에 대하여 출력증강 전(18주기)과 출력증강 이후(19주기) 및 설계예측 값과의 비교를 통하여 노심의 안전성을 평가하고 여유도를 확인하도록 한다. 설계예측 자료는 지난주기 운전자료 및 19주기 설계 입력 자료를 바탕으로 ALPHA 코드를 이용하여 핵반응 단면적 및 PBU(Pseudo -Burnup)을 계산하였으며 ALPHA-ANC를 이용하여 Feedback 하였다.

1. 침두계수

침두계수는 선출력 밀도 및 핵비등이탈비(DNBR)가 제한치 이내임을 보증하기 위하여 사용하는 계수로서 선출력 밀도와 관련된 열속침두계수(F_Q : Heat Flux Hot Channel

Factor)와 DNBR과 관련된 핵엔탈피 증가 침투계수($F_{\Delta H}$: Nuclear Enthalpy Rise Hot Channel Factor)의 두 가지로 대변된다.

가. F_Q (열속침투계수)

고리 4호기 18, 19주기의 F_Q 를 비교한 결과 19주기 F_Q 는 주기초에 18주기와 비교하여 다소 높은 경향을 보이고 있고, 연소가 진행됨에 따라 차이가 좁혀서 주기말에는 거의 동일하게 나타났다. 출력증강 이전과 비교하여 주기초의 침투계수가 높아지긴 하였으나, 이것은 설계에서 예측한 F_Q 거동과 유사하고 원자로출력 100%에서 F_Q 의 제한치는 2.6으로 제한값에 비하여 충분한 여유도를 확보한 것으로 판단된다.

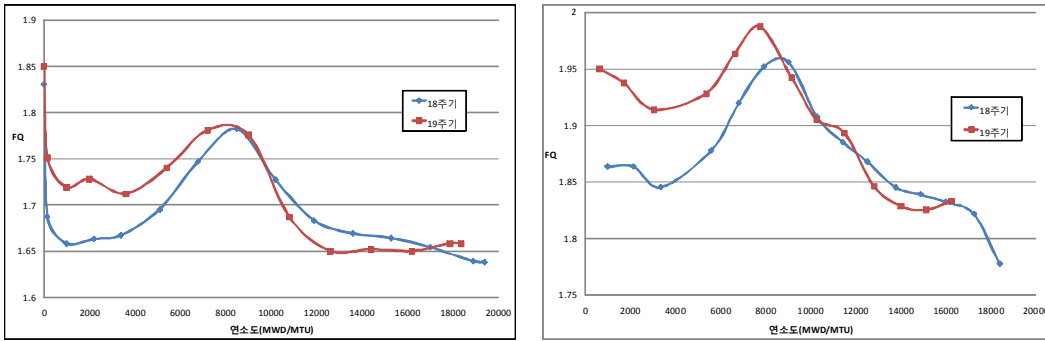
표 3.2.1 고리 4호기 열속침투계수 비교

순번	18주기		19주기		여유도 증감
	F_Q	여유도 ^{주)}	F_Q	여유도	
1	1.8635	0.7365	1.95	0.65	-11.7%
2	1.8635	0.7365	1.9376	0.6624	-10.1%
3	1.8452	0.7548	1.9139	0.6861	-9.1%
4	1.8778	0.7222	1.9282	0.6718	-7.0%
5	1.9197	0.6803	1.9636	0.6364	-6.5%
6	1.9517	0.6483	1.9872	0.6128	-5.5%
7	1.9558	0.6442	1.9425	0.6575	2.1%
8	1.9074	0.6926	1.9053	0.6947	0.3%
9	1.8851	0.7149	1.8934	0.7066	-1.2%
10	1.8677	0.7323	1.8462	0.7538	2.9%
11	1.8451	0.7549	1.8287	0.7713	2.2%
12	1.8389	0.7611	1.8252	0.7748	1.8%
13	1.8322	0.7678	1.8333	0.7667	-0.1%
14	1.8215	0.7785	N/A		
15	1.7774	0.8226			

주) 원자로출력 100%에서의 F_Q 제한값인 2.6과 비교한 안전성 여유도

또한 설계에서 예측한 F_Q 의 값보다 실제로 측정된 값이 전체적으로 높게 나타나는 것 역시 18, 19주기 F_Q 차이에 대하여 설계에서 예측한 값과 실제 운전 자료가 유사하고,

이것이 출력증강 이전에도 나타나는 것으로 보아 출력증강과는 무관한 것으로 판단 된다.



(a) F_Q 설계자료 비교 (b) F_Q 운전자료 비교
 그림 3.2.1 고리 4호기 열속침두계수 비교

나. $F_{\Delta H}$ (핵엔탈피 증가 침두계수)

고리 4호기 19주기의 핵엔탈피 증가 침두계수의 거동을 설계 및 제한값과 비교한 결과 $F_{\Delta H}$ 는 2010년 3월 기준으로 운전기간 동안 설계예측 데이터의 거동을 추종하는 것으로 나타났으며 설계예측 값보다 1%~2% 가량 높은 상태로 운전되고 있는 것으로 나타났다.

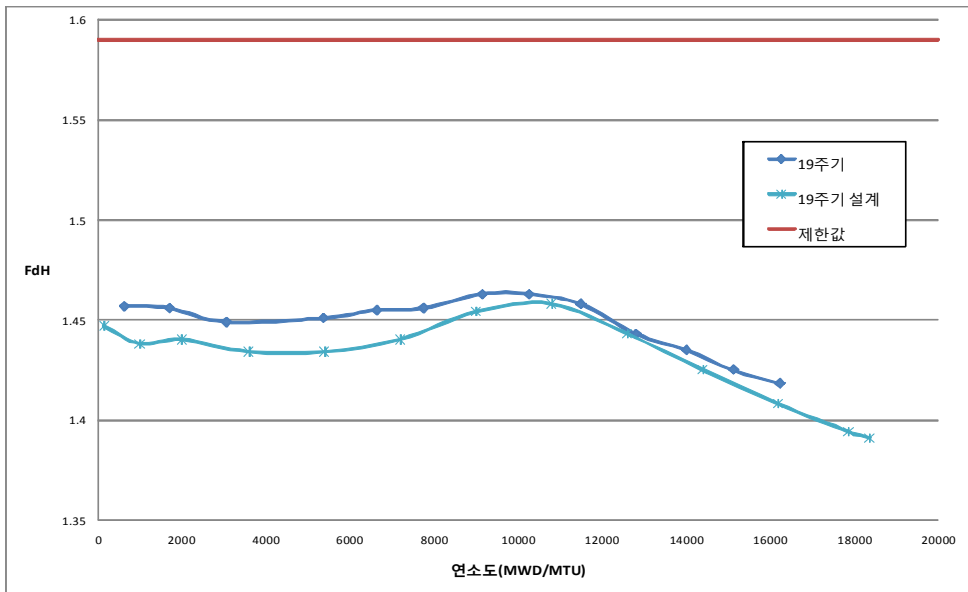


그림 3.2.2 고리 4호기 핵엔탈피 증가 침두계수 비교

그러나 $F_{\Delta H}$ 의 제한값은 출력증강과 관계없이 1.59로 일정하기 때문에 19주기 $F_{\Delta H}$ 는 최소 0.127 이상의 충분한 여유도를 확보하고 있다. $F_{\Delta H}$ 의 만족은 DNBR 제한치 만족을 의미하므로 안전해석에서와 마찬가지로 DNB 발생이 95% 신뢰구간에서 95% 이상의 확률로 발생하지 않음이 보장된다.

2. 원자로냉각재계통 방사능

출력증강 전, 후의 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System : RCS)의 방사능을 비교하기 위하여 고리 4호기 출력증강 전후의 RCS 핵종의 평균 방사능을 비교하였다. 일반적으로 연료 신뢰도 예측에 사용되는 Xe-133, Xe-135, I-131 등 반감기가 상대적으로 긴 핵종과 I-131 등가선량은 운전주기 동안 변동 폭 이내의 편차를 보였으나, 반감기가 짧아서 출력의 영향을 상대적으로 많이 받는 I-134의 방사능량은 출력증강에 따라 다소 증가하는 것으로 나타났다. 따라서 출력증강이 RCS 핵종의 방사능량을 다소 증가시키는 경향이 있는 것으로 평가할 수 있으나, 운영기술지침서 제한값 혹은 연료결함을 평가하는 평가기준보다 충분히 낮은 값으로 유지되기 때문에 출력증강이 RCS 방사능량에 미치는 영향은 미미한 것으로 판단된다.

표 3.2.2 고리 4호기 출력증강 전후의 RCS 핵종의 방사능량 비교 [단위 : $\mu\text{Ci/cc}$]

구 분		Xe-133	Xe-135	I-131	I-134	I-131 등가선량
출력증강 이전	MAX	0.00149	0.002429	9.11E-05	0.001881	0.000403
	AVG	0.000819	0.001593	6.01E-05	0.001314	0.00028
	MIN	0.000152	0.000615	2.9E-05	0.00021	1.63E-05
출력증강 이후	MAX	0.001111	0.001935	5.01E-05	0.003068	0.000261
	AVG	0.000658	0.001253	4E-05	0.001968	0.000202
	MIN	0.00015	0.000133	1.41E-05	0.000668	5.65E-05
증감	AVG	-0.00016	-0.00034	-2E-05	0.000653	-7.8E-05
		-20%	-21%	-33%	50%	-28%

3. 기타 운전변수

가. RCS 온도

출력증강 전 노심의 설계 RCS 평균 온도는 309.2℃이고, 출력증강 이후 노심에 대하여는 304.4℃ ~ 308.3℃ 의 범위를 갖는다. 출력증강을 최초 적용한 고리 4호기 19주기의 평균 RCS 온도는 2010년 3월 기준으로 평균 307.8℃이고 최대 308.03, 최소 307.6 범위로 운전되고 있다. 이것으로 볼 때, RCS 온도는 설계에서 예측된 범위 이내로 운전되고 있으며, 노심 안전성에 미치는 영향 역시 안전해석에서 예측한 범위 이내에 있는 것으로 판단된다.

나. 상하부 출력편차(Axial Offset : AO)

상하부 출력편차는 WH형 원전에 적용되는 용어로서 식 3.1과 같이 계산되며, RAOC ΔI 제어를 위한 노외핵계측계의 목표값으로 이용된다.

$$AO = \frac{\text{노심상부출력} - \text{노심하부출력}}{\text{노심상부출력} + \text{노심하부출력}} \quad (\text{식 3.1})$$

고리 4호기 19주기 출력증강 노심의 AO 거동은 18주기와 거의 유사하며, 첨두 계수와 마찬가지로 출력증강에 따라 주기 앞쪽으로 시프트(Shift)된 경향을 보이고 있다. 따라서 AO 역시 출력증강 이후 노심 안전성에 영향을 미치지 않으며, 출력증강 이전과 동일한 방법론을 적용하여 관리하는 것이 타당하다.

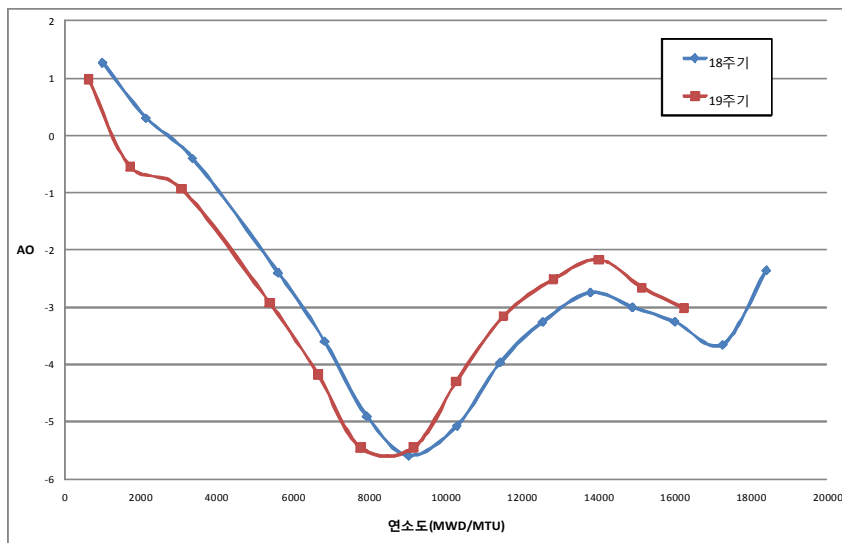


그림 3.2.3 고리 4호기 AO 거동

다. 임계붕소농도

고리 4호기 19주기 출력증강 노심의 임계붕소농도를 설계 값 및 18주기 운전 자료와 비교하였다. 임계붕소농도는 보통 설계값과 큰 차이를 보이지 않기 때문에 18주기 자료는 설계자료를 이용하였다. 운전 중 임계붕소농도의 설계 값과의 차이가 $\pm 1000\text{pcm}$ 이내로 운전하도록 요구된다. 19주기의 임계붕소농도 설계 값과 측정값 차이의 최대값은 -468pcm 로서 제한 값을 만족하므로 설계의 예측 범위 내에 있음을 확인하였다. 출력증강으로 인하여 운전주기가 줄어들었기 때문에 19주기 임계붕소농도는 18주기와 비교하여 동일 연소도에서 작은 값을 보인다.

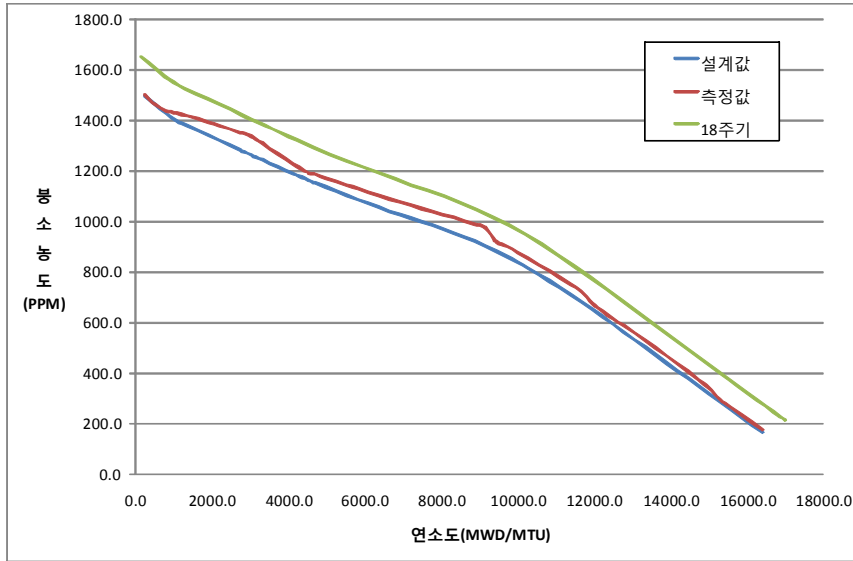


그림 3.2.4 고리 4호기 19주기 임계붕소농도

지금까지 출력증강 적용 안전해석/설계 자료와 고리 4호기 19주기 출력증강 노심의 실제 운전데이터를 검토하여 출력증강 노심에 대한 안전성 분석을 수행하였다. 안전성 분석 결과 출력증강 노심(고리 3,4호기)은 모든 측면에서 설계에서 예측한 범위 이내 혹은 원전 운영상 제한치 이내를 유지하고 있는 것으로 평가되었다. 따라서 출력증강은 고리 3, 4호기 노심에 심대한 영향을 주는 것은 아니라고 판단되며, 기존의 설계 및 안전해석 방법론이 그대로 유효한 것을 확인할 수 있다. 다만 출력증강 노심은 충분한 안전 여유도 이내에서 다소 안전 여유도를 줄이는 영향이 있기 때문에 이에 대한 보완은 필요할 것으로 보인다. 이에 대한 보완사항은 4장에서 일부 논의하도록 한다.

제 4 장 출력증강 최적화 전략

제 1 절 주기길이 최적화

국내 가압경수로에는 발전소 이용률 향상을 위하여 장주기 운전을 채택하고 있다. 그러나 최근 계획예방정비기간이 30일 미만으로 단축되고 원전의 평균 부하율이 약 99% 정도로 증대되면서 실제 궁극적 목표인 18개월 운전 주기 달성을 위해서는 기존보다 운전주기길이를 증대할 필요성이 있다. 일반적으로 발전소의 이용률 향상은 발전소 운영비 및 건설비에 있어 발전원가 절감요인이 되고 핵연료 주기비의 증가분을 상쇄시키기 때문이다. 이밖에도 계획예방정비기간의 감소는 작업종사자의 피폭량을 줄일 뿐만 아니라 핵연료 설계, 제조 및 인허가 비용을 절감시킬 여지가 많으며 장주기 채택에 따른 핵연료 주기비의 증가는 고연소 핵연료가 개발될수록 상당 분을 해소시킬 수 있기 때문에 장주기 운전으로 가는 것이 합리적이다.

핵연료 주기비의 변화는 주기길이 변화에 따른 신연료의 사양 변화에서 찾을 수 있는데 평균 방출 연소도가 같을 경우 주기길이가 길수록 농축등의 직접비 및 간접비 증가로 인하여 주기비는 증가한다. 그러나 핵연료 주기비가 발전원가에서 차지하는 비중이 대략 20% 정도로 고정비에 비해 작기 때문에 주기길이 증대에 따른 발전비의 절감을 가져올 수 있다.

현재 고리 3, 4호기에 적용된 WH형 원전의 출력증강은 연료 농축도를 증가시키거나 신연료의 다발수를 증가시키지 않기 때문에 4.5 w/o 농축도, 64다발 신연료, 평형노심 기준으로 약 22EFPD(Effective Full Power Day) 만큼의 주기길이가 감소하게 된다. 주기길이의 감소는 이용률을 저하시키고, 발전원가를 증가시켜 출력증강의 경제적 이득을 일부 상쇄시키는 효과가 있다. 따라서 출력증강 노심에 대하여 최적주기길이 평가를 통한 주기길이 증가가 필요하다.

주기길이를 증가시키는 방법으로는 신연료 다발수를 증가시키는 방법과 농축도를 증가시키는 방법이 있다. 농축도를 증가시켜 주기길이를 늘리는 경우에는 방출연소도가 증가하게 되고 반대로 신연료 다발수를 증가시켜 주기길이를 늘리는 경우는 방출연소도가 감소하게 된다. 일반적으로 핵연료 주기비 경제성 측면에서 최적의 방출연소도는 48,000MWD/MTU으로 알려져 있다. 이는 현재 설계 제한 인자 중 하나로서 사용 중인

최대 봉 평균 연소도 60,000 MWD/MTU을 만족하기 위해서는 방출연소도가 48,000 MWD/MTU 이상을 초과하기 어렵고 사용후 핵연료 발생량 저감 측면에서 가능한 한 방출연소도를 크게 운영하는 것이 경제적이기 때문이다.

하지만 농축도를 증가시켜 주기길이를 증가시키는 경우에 비하여 신연료 집합체 수를 증가시켜 주기길이를 증가시킬 경우에는 사용후 핵연료 저장 및 처리비 및 핵연료 가공비의 손실로 주기비가 더욱 증가하게 된다. 따라서 농축도를 증가시켜 주기길이를 증가시키는 것이 주기비 관점에서 유리하다. 그러나 농축도 제한치, 봉 연소도 제한치, 연료봉 건전성 및 사용후 핵연료 영역 II의 저장성 등이 제한적일 수 있다. 그러므로 이러한 모든 면을 고려한 최적의 주기 사양을 결정해야 한다.

한전원자력연료(주)의 FUCO 코드에 따라 출력증강 이후의 다양한 장전모형에 대하여 운전 시작전의 원광 구매에서부터 운전 이후의 사용후연료 보관 및 처리까지를 고려한 주기비를 계산 결과는 표 4.1.1과 같다. 평가 결과 신연료 다발수의 증가는 농축도 증가보다 주기비를 훨씬 더 많이 상승시키는 것을 확인할 수 있다.

발전원가 고려 시에는 주기비 이외에도 고정비를 고려해야 한다. 고정비는 통상 발전소 건설 시점부터 상업운전 시점까지 소요된 총자본 지출을 말하며 이에는 발전소 건설 기간 동안에 발생한 이자, 물가상승과 이들 비용을 제외한 Overnight Cost 등으로 구성된다. 여기에서 Overnight Cost는 건설기간 동안의 시간 경과에 따른 비용의 변화를 고려하지 않고 어느 한 시점에서, 그 시점의 가격으로 건설의 시작과 완료가 한 순간에 이루어지는 것을 가정할 때의 비용을 의미한다. 일반적으로 Overnight Cost가 부지비등의 직접비와 용역비 등의 간접비를 포함하고 있다.

장전모형에 따른 발전비 이득을 비교한 결과 핵연료 농축도의 증가는 농축비용을 증가시키지만 방출연소도가 증가하여 농축비를 상쇄하고 발전단가가 줄어드는 것으로 평가되었다. 그러나 신연료 다발을 증가시킨 경우에는 주기비 손실이 크게 발생하여 오히려 발전단가가 증가하는 것으로 나타났다. 평가 결과는 표 4.1.1과 같다.

경제적인 부분만 평가한다면 4.85 w/o 64 다발 장전모형이 가장 유리한 것으로 평가된다. 그러나 연료봉 건전성을 평가해 볼 때 RFA(Robust Fuel Assembly) 연료 기준으로 4.85 w/o 64 다발 모형 및 4.80 w/o 64 다발 장전모형은 산화막 두께가 설계기준인 100 μ m를 초과하여 실제로 적용될 수 없으며, 4.80 w/o 64 다발 + 2.2 w/o 1 다발 장전모형은 제한치를 초과하지 않으나 거의 근접(96.5)하는 것으로 평가되었다. 따라서 현재 상황에서는 상대적으로 경제적 이득이 적은 4.65 w/o 64 다발 + 2.2 w/o 1 다발 장전모형이 최적 장전모형 이지만, 향후 사용후연료저장조 임계도 재해석 및 출력증강 노심의 부식 두께

여유도 확보, 부식성능이 우수한 신연료 개발 등으로 문제점이 해결될 경우 경제성 측면에서 제시된 사양으로 적용이 가능할 것으로 예상된다.

표 4.1.1 출력증강 노심(고리 3, 4호기) 장전모형에 따른 발전비 비교

장전모형 유형	주기비 [원/kWhe]	고정비 ^{주1)} [원/kWhe]	발전비 [원/kWhe]	발전비 이득 [억원/주기] ^{주2)}
4.50 w/o 64 다발	8.524	28.297	36.821	-
4.50 w/o 64다발 ^{주3)}	8.583	28.223	36.806	N/A
4.85 w/o 64 다발	8.524	28.179	36.703	14.5
4.68 w/o 68 다발	8.730	28.180	36.910	-11.0
4.80 w/o 64 다발	8.524	28.195	36.720	12.5
4.80 w/o 64 다발 + 2.2 w/o 1 다발	8.549	28.190	36.739	10.1
4.68 w/o 68 다발 + 2.2 w/o 1 다발	8.761	28.176	36.937	-14.3
4.65 w/o 64 다발 + 2.2 w/o 1 다발	8.561	28.242	36.803	2.2

주1) 재장전 보수기간 30일 기준

주2) 환율은 1,000 원/\$, 주기 길이 495 EFPD 기준

주3) 비출력증강 노심

제 2 절 노심 안전 여유도 확보

앞서 언급한 것과 같이 국내에 적용한 출력증강 방법은 소규모 출력증강 방법 즉 발전소 초기설계에 반영되어 있던 과도한 보수성을 현재의 진보된 설계기술을 적용하여 안전 여유도를 적절한 수준으로 감소시키는 것이다. 다시 말하면 출력증강 노심은 기존 노심에 비하여 열적 안전성 여유도가 감소되었다는 것을 뜻한다. 물론 새롭게 적용된 안전 여유도는 현재의 인허가 기준을 충분히 만족시키지만, 노심의 열출력이 증가한 만큼 여유도가 감소되었다는 것은 분명하다. 앞서 3장에서 실제 운전자료를 사용하여 정량

적으로 여유도 감소를 확인한 바도 있다. 따라서 장기적으로 감소된 여유도를 다양한 방법으로 증가시키는 것이 필요하다.

안전성 여유도의 증가는 두가지 의미를 갖는다. 첫 번째는 원전의 안전성을 강화하는 것이다. 노심의 안전성을 최적화 하여 경제성을 극대화 하려는 것은 바람직한 생각이다. 하지만 원전에 비보수적 개념을 적용하는 것은 원자력 산업계가 추구하는 안전성 철학에 어긋나는 것이며 지속적으로 더 나은 안전성을 추구하는 것이 원자력 산업계의 발전방향으로 볼 때, 원전 운영측면이나 사회적 측면으로도 안전성 여유도 확대는 필요하다.

두 번째는 안전 여유도 확대를 통해 추가적인 출력증강 가능성을 증가시킨다는 것이다. 현재 출력증강은 지속적으로 증가되는 전력수요를 충족시키기 위하여 가장 효율적이고 효과적인 방법이다. 특히 현재 적용중인 소규모 출력증강 방법은 대규모 설비개선이나 계통의 변경 없이도 가능하다는 점에서 더욱 유리하다. 따라서 안전 여유도의 확대는 발전소의 지속적인 출력증강을 위하여 필수적이라 할 수 있다.

안전성 여유도를 확보는 곧 노심 열수력적, 핵적, 연료봉 및 집합체 설계기준에 대한 여유도 확보를 뜻하며 각 설계기준에 대한 안전 여유도 확보는 아래 기술한 사항을 통하여 가능할 것으로 예상된다.

1. 정밀 노심 분석 및 모니터링 시스템 구축

노심의 열수력적, 핵적 설계기준에 대하여 안전성 여유도의 확보를 위하여 필요한 것은 노심을 해석하는 새로운 방법론의 개발이다. 현재 국내 노심관리는 1차원 노심분석코드를 기반으로 한 매우 제한적인 노심 분석을 통한 노심 예측만이 수행되고 있다. 또한 현재 노심운전에 참고자료로 사용되는 핵설계보고서는 정상상태의 운전을 가정, 한정된 연소도 구간에서 대하여 주기 시작 전 예측한 것으로 실제 노심에 대한 분석 및 예측에 사용되면 그 정확성이 떨어질 수 있으며 노심 거동에 따른 Feedback 이나 실시간 정밀 감시에 활용되기는 힘들다. 노심관리 및 운영에 있어 국제적인 경향이 자동 노심 추적계산을 통한 실시간 노심 감시와 원자로에 큰 변화 요인이 발생하였을 때의 신속하고 정확한 예측계산을 할 수 있는 3차원 노심분석 코드 기반의 운전시스템을 이용하는 것으로 볼 때 현재 국내에 적용되고 있는 노심분석 모델 및 노심 감시 시스템 개선이 필요하다.

실시간 노심감시 체계를 상용 원전에 처음 적용한 사례는 미국 CE사의 노심운전제

한치감시계통(Core Operating Limit Supervisory System, COLSS)을 들 수 있으며, 이는 영광 3, 4호기 이후 한국 표준형 원전에 도입하여 운용되고 있는 기술이다. 그러나 3차원 노심해석코드를 기반으로 구축된 시스템이 아니므로 노심추적계산 기능이 없어 주기 중반 및 주기 말에 지나치게 운전을 제약할 수 있는 것으로 평가받고 있다.

웨스팅하우스사는 3차원 노심분석 코드를 기반으로 온라인 노심감시 및 분석 기능을 보유한 BEACON(Best Estimate Analysis for Core Operation)을 일부 웨스팅하우스형 원전에 적용하여 운용중에 있다. BEACON은 1990년대 및 2000년대에 지속적인 개발 과정을 거쳐 미국 규제기관인 US NRC의 인허가를 받은 것으로 BEACON-OLM(On-line Monitor), BEACON-TSM(Tech. Spec. Monitor), BEACON-DMM(Direct Margin Monitor) 등 세 종류로 구분되어 적용되고 있으며 OLM 버전에서 DMM 버전으로 갈수록 많은 기능을 제공하고 있다.

AREVA사에서는 발전소 성능 향상 프로그램의 일환으로 노심의 여유도를 실시간으로 감시하는 계통 PIMS(Partial Incore Monitoring System)을 개발하였다. 이 계통은 적은 수의 고정형 로듐 노내 계측기(3-Loop 발전소의 경우 12개 지점, 4-Loop 발전소의 경우 16개 지점에 설치)를 이용하여 3차원 출력 분포를 계산함으로써 노심의 안전성 관련 여유도(핵비등 이탈률, 선 출력 밀도, 정지 여유도 등)에 대한 실시간 감시를 수행한다. 또한 최근 3차원 노심해석 코드를 기반으로 고정형 로듐 노내 계측기를 사용하지 않고 Thermocouple과 노외계측기 신호를 이용하는 BEACON 시스템과 매우 유사한 MAGELAN를 개발하여 적용하고 있다.

이와 같이 3차원 노심 분석 시스템의 활용은 국제적으로 노심 안전성 확보를 위하여 적용되고 있는 추세이며 3차원 노심 분석 및 실시간 모니터링 시스템의 도입은 노심 안전성을 확보하고 여유도를 증가하는데 기여할 수 있다.

3차원 노심 분석 시스템의 활용은 노심의 모니터링에만 국한되는 것이 아니라, 노심의 연소이력 및 거동을 설계에 반영하여 설계의 정확성을 높임으로서 열수력적, 핵적 여유도가 더 큰 장전모형을 생산할 수 있다는 점에서 강점이 있다. 따라서 장기적으로 노심 3차원노심 분석 및 실시간 노심감시를 개발하고 국내에 적용함으로써 노심의 설계에서부터 운영까지 안전성 여유도를 증대하기 위한 향후 계획이 필요하다.

2. 고성능 연료봉 및 집합체 개발

다음으로 연료봉 및 집합체 설계기준에 대한 여유도를 확보하기 위해서는 노내 연소

성능이 우수한 핵연료집합체 개발이 필요하다. 핵연료집합체는 원자로 내에서 고온, 고압의 가혹조건에서 최대 4.5년간 연소된다. 게다가 노심 출력증강은 연료에 가해지는 열적 부하를 증가시켜 연료 손상의 가능성을 더욱 높일 수 있다. 따라서 출력 증강 노심에는 기존 연료와 비교하여 열적, 기계적 성능이 우수한 핵연료 집합체 개발이 필수적이다.

국내에 출력증강을 적용한 고리 3, 4호기가 동시에 기존 RFA 연료에서 새로운 ACE7™ 핵연료집합체를 적용한 것은 이와 관련이 있다. ACE7™ 연료봉은 기존의 V-5H 연료 및 RFA 연료와 비교하여 고연소도 성능을 확보하고 열적 여유도를 향상시킨 국내 개발 신 핵연료 집합체이다.

표 4.2.1 ACE7™ 연료 설계변경사항 및 개선효과

변경사항	개선효과
중간지지격자 혼합날개 최적화 및 혼합지지격자 추가 (3 IFM → 5 IFM)	열적 성능 10% 향상
신합금 재질 및 제원 체적화	연료 방출연소도 증가 (47,000 → 55,000 MWD/MTU)
이중튜브형 제어봉 안내관 (하단 직경 증가 : 11.15 → 12.24 mm)	제어봉 삽입성능 향상
면접촉형 스프링 및 덤플	진동 및 마모 저지성능 향상
소구경 하단고정체 이물질 여과 지지격자/장형 봉단마개	이물질 여과성능 향상
일체형 상단고정체	스프링 나사 손상 방지

따라서 출력증강 인허가 시 RFA연료 기준으로 수행되었던 안전해석 및 안전성 분석은 RFA 연료와 비교하여 열적 성능이 우수한 ACE7™ 연료의 장점으로 더 보수적인 효과를 만들며 실제 노심 운전에도 예상보다 적은 안전 여유도 감소가 발생할 것으로 예측할 수 있다. 또한 앞으로의 지속적인 신연료 개발은 노심 안전성 뿐만 아니라 앞에서 연료 신뢰도 문제로 적용하지 못하는 장전모형을 적용하거나, 주기길이를 증가시키는 등 원전의 경제성 향상에도 크게 기여할 것이다.

신연료 개발에 있어 위와 같은 구조적인 성능 개선뿐만 아니라 재질의 성능을 개선하는 것 역시 중요하다. 현재 사용 중인 Zr 합금인 ZIRLO 및 Zr-4 와 비교하여 성능이 우수한 합금을 개발하여 피복재를 개선하거나 인코넬 합금보다 성능이 우수한 재료로서 연료 구조체에 적용하는 것은 구조적인 성능 개선과 마찬가지로 핵연료집합체 설계기준의 여유도를 증대시킬 수 있다.

현재 국내에서 개발 중인 새로운 소재로서 HANA(High Performance Alloy for Nuclear Application) Zr 합금 피복관이 있다. HANA 피복관은 국제 경쟁력과 독자 소유권을 갖는 고성능 신형 피복관 개발을 위해 교육과학기술부 원자력 중장기 연구개발 사업으로 추진하여 한국원자력연구원에서 개발한 국산 연료봉 피복관으로 현재 노르웨이 할덴(Halden) 연구로 조사시험 및 영광 1,2호기 노내성능시험을 수행하고 있다. HANA는 부식저항성 제고를 위해 기존 ZIRLO 피복관에 포함되지 않은 Cr과 Cu를 추가하고, 크립(Creep) 성능 향상을 위해 Sn 함량을 감소시킨 것이 특징이며 마모 저항성 및 부식 저항성이 우수한 것으로 평가받고 있다.

표 4.2.2 HANA 피복관 조성비교

[단위 : w/o]

종류 \ 원소	Nb	Sn	Fe	Cr	Cu	Zr
HANA-4	1.5	0.4	0.2	0.1	-	Balance
HANA-5	0.4	0.8	0.3	0.15	0.1	Balance
HANA-6	1.1	-	-	-	0.07	Balance
Zr-4	-	1.5	0.2	0.1	-	Balance
ZIRLO	1.0	1.0	0.1	-	-	Balance
M5	1.0	-	-	-	-	Balance

따라서 HANA 피복관 혹은 이와 유사한 성능의 고성능 피복관의 적용은 기존 노심보다 연소 조건이 가혹한 출력증강 노심에서 활용될 수 있으며 향후 출력증강 노심 역시 장주기 운전을 수행한다는 관점에서 현재 활용중인 연료보다 노내 연소 성능이 우수한 핵연료집합체를 도입해야 한다.

제 5 장 결 론

출력증강은 국내와 같이 부지선정이 어렵고, 원자력의 사회적 수용성이 확보되지 않은 상황에서 경제적이고, 효과적인 발전용량 증대의 방법으로 원전 신규 건설과 비교하여 경제적으로 전력을 생산할 수 있다. 때문에 미국, 유럽에서 다양한 방법의 출력증강이 시도되고 있으며, 국내에서도 고리 3, 4호기에서 계통의 설계여유도를 최적화 하여 4.5%의 소규모 출력증강을 적용 하였다.

본 연구에서는 출력증강이 영광 1, 2호기 노심의 안전성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 고리 3, 4호기 출력증강 적용 안전해석/설계 자료에 대한 안전성 검토를 수행하였고 고리 4호기 19주기 출력증강이 적용된 노심에 대하여 실제 운전데이터를 토대로 안전성 분석을 수행하였다. 수행결과 설계 및 실제 운전 데이터의 모든 항목이 설계예측 범위 내에 있거나 혹은 운전과 관련하여 법적으로 규정된 제한 값을 만족하는 것을 확인하였다. 따라서 고리 3, 4호기와 노형이 같고 동일한 방법의 출력증강 적용을 추진하는 영광 1, 2호기 역시 출력증강이 노심에 심대한 영향을 주지는 않을 것이며, 대부분의 설계입력 및 안전해석 자료가 유효한 것으로 예측할 수 있다.

그러나 현재 적용중인 출력증강은 주기길이를 감소시키고 발전단가를 높이며, 안전여유도를 기존 노심에 비하여 다소 줄어들게 하므로, 출력증강의 장점을 살리고 경제성을 극대화하기 위해서는 경제적인 면과 연료의 신뢰성을 고려하여 최적의 연료 농축도 및 주기길이를 확보해야 한다. 또한 감소된 안전 여유도를 회복시키기 위해서는 장기적이고 실질적인 관점에서의 개선이 필요하다. 정밀한 노심 분석 및 감시 시스템 개발이나 연소 성능이 우수한 연료를 개발하는 것은 이러한 안전여유도 확보에 기여할 수 있다. 현재 국내에서의 시스템 구축 및 개발 노력들이 이것에 긍정적으로 작용할 것으로 예상된다.

참고문헌

- [1] “가동원전 출력증강에 따른 규제제도 지침 개발에 관한 연구”, 과학기술부 KINS/GR -367, 2006
- [2] “경수로 최적 노심주기길이 평가”, 한국수력원자력(주) H07S007000, 2008
- [3] “고리 3, 4호기 및 영광 1, 2호기 출력증강 안전성분석보고서”, 한국수력원자력(주), 2007
- [4] “Background on Power Uprates”, NRC, 2009
- [5] S. L. Davidson, Westinghouse Reload Safety Evaluation Methodology, WCAP-9272-P-A, March 1985.
- [6] “고리3호기 개량연료(ACE7) 시범집합체 2주기 노내연소시험 결과 보고서”, 한국수력원자력(주), 2008
- [7] “가동원전 출력증강 기술 개발(II) 3권”, 산업자원부 C02NJ03 Rev.0, 2007. 7
- [8] KNF-TR-MFR-09002 Rev. 0. “영광 1호기 HANA 시범연료봉 1주기 노내성능평가 보고서”, 2009. 3
- [9] KINS/AR-866, “고리 3,4호기 출력증강 심사결과 보고서”, 2007. 1
- [10] KINS/AR-882, “고리 4호기 출력증강 검사보고서”, 2009. 8
- [11] Yonggang Nuclear Unit 1 and 2 Final Safety Analysis Report
- [12] Kori Nuclear Unit 3 and 4 Final Safety Analysis Report
- [13] “영광 1, 2호기 운영기술지침서”, 한국수력원자력(주)
- [14] “고리 3, 4호기 운영기술지침서”, 한국수력원자력(주)
- [15] KNF-ACE7-07034, “고리 3, 4호기 천이노심 안전성분석보고서”, 2008
- [16] KNF-ACE7-09029, “영광 1, 2호기 천이노심 안전성분석보고서”, 2009
- [17] KNF-K3C19-08004 Rev.0 “교체노심 안전성 평가보고서 고리 3호기 제 19주기”, 2008. 3
- [18] KNF-K4C19-08030 Rev.0 “교체노심 안전성 평가보고서 고리 4호기 제 19주기”, 2008. 10
- [19] KNF-K3C20-09014 Rev.0 “교체노심 안전성 평가보고서 고리 3호기 제 20주기”, 2009. 7

감사의 글

세상을 밝히는 전력회사에 입사하여 원자력발전소 건설과 운영 업무를 한지도 벌써 26년이 되었습니다. 그동안 원자력분야에 더 많은 지식을 쌓아 원자력의 안전성과 경제성을 향상시켜 회사경영과 국가경제 발전에 부응할 수 있기를 간절히 열망했었는데, 회사와 조선대학에서 좋은 기회를 주어서 학위과정을 이수하고 논문에 대한 감사의 글을 쓰게 되어 감개가 무량합니다. 특히, 이 과정을 개설해서 배움의 길을 지속하도록 도움을 주신 이심교 전 영광원자력본부장님과 조선대학원장님께 감사드립니다.

처음에 시작할 때는 회사 업무와 보직 이동으로 과연 끝까지 마칠 수 있을까 염려되기도 했고 직장생활과 학업을 병행하는 일이 결코 쉽지는 않았지만 뒤쳐지지 않고 무사히 졸업을 할 수 있게 된 것을 뒤돌아보면 그동안 저를 도와준 많은 고마운 분들이 계셨다는 것을 다시금 생각하게 합니다. 좁은 지면에 그분들을 일일이 열거하면서 감사의 마음을 전하지는 못하지만 이 모든 것이 결코 저 혼자 힘만으로 된 것이 아니었음을 고백하지 않을 수 없습니다. 많은 어려움 속에서도 잘 극복할 수 있도록 격려와 배려를 아끼지 않은 회사 상사, 선배, 동료, 후배직원 그리고 지인들에게 감사드립니다.

그리고 지난 2년 동안 바쁘신 일정에도 불구하고 각별한 관심과 애정으로 아낌없는 격려와 지도를 해주시고 열정적으로 강의를 해 주신 김승평 교수님, 나만균 교수님, 이경진 교수님, 정운관 교수님, 송중순 교수님 그리고 김진원 교수님께 깊은 감사를 드립니다. 또한 바쁜 회사 업무에도 불구하고 어려운 시간을 내어 강의를 해 주신 훌륭한 리더십을 갖춘 강재열 영광원자력본부장님과 김대겸 소장님, 장영균 소장님, 양창호 실장님 그리고 양연석 실장님께 감사드립니다.

마지막으로 회사 업무와 학업 때문에 가정에 충실하지 못했던 남편을 이해해 주고 격려해 준 아내 고정옥과 아빠가 바쁘다는 이유로 관심을 가져주지 못해 불만이 많았을, 주말에만 집에 오는 아들 상균이와 매일매일 최선을 다하는 딸 상미에게도 이 논문을 통해 감사의 마음을 전합니다.

2010년 4월

정 병 호

저작물 이용 허락서

학 과	원자력공학과	학 번	20087492	과 정	석사
성 명	한글 정 병 호		한문 鄭炳浩	영문 Jung, Byung Ho	
주 소	전남 영광군 홍농읍 상하리 한수원사택 27-501호				
연락처	e-mail : jungbyh@khnp.co.kr				
논문제목	한글 : 출력증강으로 인한 노심 안전성에 미치는 영향 연구				
	영문 : A Study of on Effect of Core Safety due to Power Uprate				

본인이 저작한 위의 저작물에 대하여 다음과 같은 조건 아래 조선대학교가 저작물을 이용할 수 있도록 허락하고 동의합니다.

- 다 음 -

1. 저작물의 DB구축 및 인터넷을 포함한 정보통신망에의 공개를 위한 저작물의 복제, 기억장치에 의 저장, 전송 등을 허락함
2. 위의 목적을 위하여 필요한 범위 내에서의 편집과 형식상의 변경을 허락함(다만, 저작물의 내용변경은 금지함)
3. 배포·전송된 저작물의 영리적 목적을 위한 복제, 저장, 전송 등은 금지함
4. 저작물에 대한 이용기간은 5년으로 하고, 기간종료 3개월 이내에 별도의 의사 표시가 없을 경우에는 저작물의 이용기간을 계속 연장함
5. 해당 저작물의 저작권을 타인에게 양도하거나 출판을 허락을 하였을 경우에는 1개월 이내에 대학에 이를 통보함
6. 조선대학교는 저작물 이용의 허락 이후 해당 저작물로 인하여 발생하는 타인에 의한 권리 침해에 대하여 일체의 법적 책임을 지지 않음
7. 소속 대학의 협정기관에 저작물의 제공 및 인터넷 등 정보통신망을 이용한 저작물의 전송·출력을 허락함

동의여부 : 동의(○) 반대()

2010 년 4 월 16

저작자 : 정 병 호 (인) 

조선대학교 총장 귀하