

순환우라늄을 사용한 중수로 출력증강에 관한 연구

민병주, 석수동, 심기섭
한국원자력연구소
김봉기
한국전력기술주식회사

요 약

중수로에 0.88 w/o 의 순환 핵연료를 사용하여 기존 중수로의 출력을 증강시키는 방안이 모색되었다. 기존 중수로와 양립하여야 하므로, 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 핵연료다발에 대한 격자 특성 계산과 노심 계산을 수행하였다. 열수력 여유도 증가와 고연소도 핵연료를 위하여 개발한 개량 핵연료 (CANFLEX) 를 사용하면 원자로의 임계채널출력 (CCP) 이 5 % 이상 증대하므로, 기존 원자로의 총 출력을 같은 열수력 한계 내에서 5 % 증가시킬 수 있다. 또한 개량 핵연료 다발에 순환우라늄을 사용하면 기존 월성 원자로의 구조 변화 없이 노심 출력분포의 재 분포에 의하여 15 % 까지 출력을 증강할 수 있다고 평가되었다.

1. 서 론

천연 우라늄을 핵연료로 사용하고 있는 중수로의 경제성을 높이기 위하여 많은 연구가 진행되어 왔다 [1-3]. 그 일환으로 현 중수로의 구조, 핵연료 채널의 설계 및 노심 변수 등의 변화 없이 출력을 증가시키면 단위 전력당 건설비가 줄어들어 경제성이 좋아진다. 그러나 현재의 천연 우라늄만을 이용할 경우 출력 증강에는 한계가 있으므로 농축우라늄의 도입이 필요하다. 이 경우 운전중인 기존 중수로와 양립되어 원자로의 운전이나 안정성에 영향을 주지 않아야 한다. 그러므로 천연 우라늄과 CANDU 증성자 특성이 비슷한 0.9 % SEU 또는 이와 동등한 순환 우라늄을 사용하면 농축도 증가에 따라 연소도가 약 2 배 증가하고 사용 후 핵연료의 양이 작아진다. 또한 순환 우라늄의 경우 PWR 사용 후 핵연료의 재처리로부터 부산물로 생산되므로 더욱 경제적이다.

기존 중수로 외부 노심의 출력을 올려 출력분포를 기존보다 평탄화하면, 현재의 최대 채널 출력을 만족시키며 총 출력을 증가시킬 수 있다. 또한 열수력 여유도 증가와 고연소도 핵연료를 위하여 개발한 개량 핵연료 (CANFLEX) 를 사용하면 원자로의 임계채널출력 (CCP) 이 5 % 이상 증대하므로, 기존 중수로의 총 출력을 같은 열수력 한계 내에서 5 % 증가시킬 수 있다.

본 연구에서는 중수로용 개량 핵연료(CANFLEX)에 순환 우라늄을 사용하여 기존 원자로의 총 출력을 어느 정도 높일 수 있는 지에 대하여 검토하였다. 같은 규모의 원자로에서 출력이 증가된다면 단위 전력당 건설비가 감축되어 경제성이 향상된다. 그러나 현재 CANDU 원자로에 적용하고 있는 노심변수들 즉, 최대 채널출력이나 최대 다발출력은 변경되지 않는 범위 내에서 연구하였다.

2. 계산 방법

중수로에 약 0.9 w/o 의 순환 핵연료를 사용하여 기존 중수로의 출력을 증강시키는 방안이 모색되었다.

중수로에서 연소되고 방출된 사용 후 핵연료를 재처리한 후 부산물로 생산된 순환 우라늄은 천연우라늄보다 농축도가 높은 약 0.9 w/o 의 U-235를 포함하고 있다. 이와 같은 순환 우라늄은 재농축없이 CANDU 원자로에 그대로 사용될 수 있으며, 천연우라늄에 비해 연소도가 약 2배 증가한다. 이에 따라 캐나다의 AECL에서는 CANDU 원자로에 순환우라늄을 사용하기 위한 연구를 시작하여 왔으며, 타당하다는 결론에 도달하였다 [4]. 따라서 저농축우라늄 (0.9 % SEU) 의 농축도와 중성자 특성이 비슷한 RU를 사용하여 계산하였다. 표 1에 핵연료다발과 핵연료 종류에 대한 초기 동위원소의 조성량을 정리하였다.

현재 CANDU 원자로의 노심설계는 격자코드로써 POWDERPUFS - V (PPV) 코드 [5] 를 사용하고 있고, WIMS - AECL 코드 [6] 가 보조로 사용되고 있으며, RFSP 코드 [7] 를 이용하여 노심계산을 수행하고 있다. 격자코드로 이용되고 있는 PPV 코드는 천연 우라늄을 사용하는 현재의 CANDU 노심에만 적합하도록 실험적인 관계식을 많이 사용하고 있다. 따라서 순환 우라늄을 사용할 경우 중성자 스펙트럼이 경화되어 기존의 PPV 코드의 사용은 부적합하다. 그러므로 본 연구에서는 격자코드로 WIMS - AECL코드를 노심코드로 RFSP 코드를 이용하여 격자특성과 노심 특성계산을 수행하였다.

기존 중수로와 양립하여야 하므로 비교를 위한 참고자료는 기존의 37봉 핵연료에 대한 자료이다. 그러므로 이를 포함하여 기존 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 핵연료 다발에 천연 우라늄과 순환 우라늄을 사용한 경우에 대한 격자 특성을 WIMS - AECL 코드를 이용하여 격자계산을 수행하였다. 이는 기존 천연우라늄 핵연료와의 비교를 쉽게 할 수 있기 때문이다.

개량 핵연료 다발에 순환우라늄을 사용하여 노심 특성을 계산하였다. 3차원 해석코드인 RFSP를 이용하여 노심의 출력을 10 % 와 15 % 까지 증가시켜 노심의 시간 - 평균 (Time - Average) 노심 계산을 수행하였으며, 노심은 월성 1호기의 노심을 근거로 하였다. 노심은 28개의 조사 (irradiation) 지역으로 나누어 최대채널 및 다발출력 제한치를 만족할 수 있도록 조정하였으며, top - to - bottom tilt 와 side - to - side tilt 역시 최소화하였다. 순환우라늄의 경우 천연우라늄에서의 노심 관리방안인 8 Bundle Shift Refuelling Scheme 대신 4 Bundle Shift Fuelling Scheme을 사용하였다.

3. 계산 결과 및 논의

격자계산의 결과는 CANDU 6 의 결과와 비교하여 표 2에 요약하였다. 정리된 계산 결과는 핵연료의 중간 연소도에서의 격자특성을 보여주고 있는데 핵연료 온도 계수만 음의 값을 갖고, 냉각재 기포 반응도 등은 양의 값을 갖고 있다. 일반적으로 원자로 운전의 안정성이나, 원자로의 안전성 측면에서 고려할 때 핵연료 온도 계수는 음의 큰 값을 갖고, 다른 계수는 적은 양의 값을 갖는 것이 바람직하다. 그러나 표에서 알 수 있는 바와 같이 순환 우라늄을 사용할 경우 핵연료의 선 출력과 냉각재 기포 반응도가 다소 증가하며, 다른 온도 계수도 바람직하지 않은 방향으로 가고 있음을 알 수 있다. 그러나 앞에서 언급 된 바와 같이 핵연료의 중간 연소도에서의 격자 특성이기 때문에 핵연료 수명기간 동안의 평균 특성이 재분석되어야 하며, 값의 차이는 크지 않으므로 큰 영향은 없을 것으로 예상된다.

개량 핵연료 다발과 순환우라늄을 사용하는 경우의 노심 특성을 가동 중 원자로의 노심 특성과 비교하여 표 3에 나타내었다. 비교를 위하여 계산된 CANDU 6 핵연료의 격자계산에서는 PPV 코드와 WIMS - AECL 코드를 사용하였고, CANFLEX - NU와 CANFLEX - RU의 경우 WIMS - AECL 코드만 사용하였다. 두 코드 차이를 고려하여, CANDU 6 핵연료 장전 노심에 대한 RFSP 계산결과는 PPV로 계산한 것을 기준으로 하여 표 3에서 보여주듯이 K_{eff} 의 값 0.996500을 기준 값으로 하였다.

시간 - 평균 노심 계산결과 CANDU 6 (NU)와 CANFLEX - NU의 노심특성은 거의 같다. 그러나 CANFLEX - RU를 사용하면 평균 방출연소도가 CANFLEX-NU보다 약 80 % 정도 증가한다. 이때의 최대 채널출력과 최대 다발출력은 각각 6606 kW, 775 kW로서 기존 원자로의 인허가 제한치를 충분히 만족한다. CANFLEX-RU를 사용하여 출력을 10 % 증가시키면 평균 방출 연소도는 기존 출력에서의 평균 방출 연소도와 비슷하고 (참고, 약 2 ~ 3 % 차이) 최대 채널과 최대 다발 출력은 각각 6793 kW와 815 kW로 기존 원자로의 인허가 제한치를 만족한다. 또 출력을 15 % 증가시키면 평균 방출 연소도는 기존 출력에서의 평균 방출연소도보다 7 % 정도 감소하고 최대 채널출력과 최대 다발출력은 각각 6800 kW와 842 kW로 역시 기존 원자로의 인허가 제한치를 만족한다.

시간-평균 노심에서의 반응도기구에 대한 반응도가를 계산하였으며 각각의 결과를 표 4에 정리하였다. CANDU 6 에서 원자로 정지 후 30분 경과하면 Xe Buildup은 13.1 mk로 나타나고, 따라서 조절봉 (Adjuster Rod)의 반응도 설계 요구치는 15 mk 이다. 순환우라늄을 사용할 경우 중성자속 준위가 천연우라늄에 비해 낮으므로, CANFLEX - SEU (0.9 %)에서 계산한 원자로 정지 후 30분 때의 Xe worth 계산결과 12.03 mk를 참고하면 천연 우라늄의 경우보다 1 mk 정도 작게 나타나므로 설계변경 없이 현재의 조절봉이 사용 가능하다. 또한 노심의 Spatial과 Bulk Control을 담당하는 경수영역 제어 흡수봉 (Zone Controller)은 기존 원자로의 값과 비슷하므로 설계변경 없이 사용 가능하고 기계적 제어 흡수봉 (Mechanical Control Absorber)은 기존 원자로의 값보다 다소 작으므로 계속 검토하여야 하나 MCA의 기능에는 문제가 없을 것으로 예측된다.

4. 결 론

농축도가 0.88 w/o 의 순환 핵연료를 사용하여 기존 중수로의 출력을 증강시키는 방안이 모색되었으며, 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 핵연료 다발에 대한 격자 특성 계산과 노심 계산을 수행하여 기존 중수로에서의 출력증가 가능성을 검토하였다. 그 결과 CANFLEX - RU 핵연료를 사용할 경우 CANFLEX - NU 핵연료의 선출력과 냉각재 기포 반응도가 다소 증가하지만 그 값의 차이는 크지 않으므로 노심 특성의 변화는 예측되지 않는다.

순환우라늄 핵연료 사용시의 방출 연소도는 천연 우라늄 핵연료 보다 약 80 % 크고 개량 핵연료를 장전하여 기존의 노심 설계를 그대로 유지하면서 노심의 출력분포와 핵연료 재장전 (Refuelling) 최적화를 통하여 원자로 출력을 15 % 까지 증가시킬 수 있음이 확인되었고 이에 따라 단위 전력당 건설비를 줄일 수 있어서 이를 현실화하면 경제성을 매우 높일 수 있다.

그러나 15 % 출력증강을 위하여 노심 출력분포를 상당히 평탄화 하였으므로, 이와 유사한 연구가 진행된 CANDU - 9 / SEU에서의 노심해석 결과와 본 연구의 결과를 바탕으로 향후 노심 해석 설계코드의 타당성 입증, 정상운전 및 과도상태시 설계여유도 확보 및 반응도 제어능력에 대한 연구가 필요하다. 또한 기존의 계통설계에 영향이 크게 미치므로 이의 영향이 면밀히 검토되어야 한다.

표 1 . 핵연료다발과 핵연료 종류에 따른 초기 Isotopes 조성량*

다발형태	핵연료	밀도 (g/cm ⁻³)	O16	U235	U238	U234	U236	
37봉 핵연료 다발	NU	10.35696	13.44251	0.710971	99.28362	0.005408	-	
	RU	10.35696	13.444	0.88	98.82	0.014	0.29	
CANFLEX 핵연료 다발	NU	내환	10.344	13.44251	0.710971	99.28362	0.005408	-
		외환	10.300	13.44251	0.710971	99.28362	0.005408	-
	RU	내환	10.344	13.444	0.88	98.82	0.014	0.29
		외환	10.300	13.444	0.88	98.82	0.014	0.29

- * 상대적인 질량치
- * NU : Natural Uranium
- * RU : Recovered Uranium

표 2 . 핵연료 모델의 격자특성

Fuel Types	MLHR (kw/m)	Coolant Void Reactivity (mk)	Fuel Temp. Coeff. (mk/°C)	Coolant Temp. Coeff. (mk/°C)	Moderator Temp. Coeff. (mk/°C)	Discharge Burnup (MWD/MTU)
37-elm. (NU37)	58.044	14.44756	-.00126	.05254	.02751	6988
37-elm. (RU37)	58.884	14.73053	-.00080	.05599	.03744	12548
CANFLEX (NU43)	48.821	15.46555	-.00147	.05619	.02893	6939
CANFLEX (RU43)	49.288	15.76631	-.00091	.05866	.03831	12485

표 3 . RFSP Time-Average 계산결과

	CANDU6 (PPV)	CANDU6 (WIMS -AECL)	CANFLEX - NU (WIMS -AECL)	CANFLEX - RU (WIMS -AECL)	CANFLE-RU (10% Up) (WIMS -AECL)	CANFLE-RU (15% Up) (WIMS -AECL)
Total Reactor Power (MW)	2061.4	2061.4	2061.4	2061.4	2267.5	2370.6
Maximum Channel Power (kW)	6582.	6583.	6583.	6606.	6793.	6800.
Location	N-17	P-08	P-08	N-16	K-11	O-04
Average Channel Power (kW)	5425.	5425.	5425.	5425.	5967.	6238.
Maximum Bundle Power (kW)	801.8	791.5	790.6	774.8	815.4	842.4
Location	P-11 (bundle6)	P-06 (bundle6)	P-08 (bundle6)	N-08 (bundle4)	P-19 (bundle8)	Q-03 (bundle6)
Radial Form Factor	0.824	0.824	0.824	0.821	0.878	0.917
Axial Form Factor	0.684	0.693	0.694	0.710	0.695	0.673
Overall Form Factor	0.564	0.571	0.572	0.583	0.610	0.617
K_{eff}	1.001182	0.996500	0.996500	0.996501	0.996506	0.996501
Average Exit Burnup (MWh/bundle)	3344	3395	3218	5684	5543	5306

표 4 . 반응도 기구의 반응도가

	Adjuster Rod (mk)	Zone Controller (mk)	MCA (mk)
CANDU6 (Nu)	16.6	7.0	-11.3
CANFLEX-Nu	18.6	6.3	- 9.9
CANFLEX-Ru	15.4	6.6	- 8.6
CANFLEX-Ru 10% 출력증강	14.2	6.4	- 8.8
CANFLEX-Ru 15% 출력증강	13.8	6.2	- 8.5

5. 참고문헌

- [1] F. N. McDonnell, A. R. Dastur and A. D. Lane, "Advanced Reactor Core Concepts A Focus for Reactor Physics Activities in Canada", International Conference on CANDU Fuel, Chalk River, October, 1986.
- [2] P. S. W. Chan and A. R. Dastur, " The Role of enriched Fuel in CANDU Power Uprating", CNS 8th Annual Conference, Saint John, New Brunswick, June, 1987.
- [3] A. R. Dastur and P. S. W. Chan, "The Role of Enriched Uranium in CANDU Power Plant Optimization", International Atomic Energy Agency Technical Committee Meeting on Advances in Heavy Water Reactors, Toronto, June 1993.
- [4] P. G. Boczar et al., "Recovered Uranium in CANDU : A Strategic Opportunity", INC 93 conference, Toronto, 1993.
- [5] E. S. Y. Tin and P. C. Loken, "POWDERPUFS-V Physics Manual", TDAI-31 part 1, AECL, 1979.
- [6] J. V. Donnelly, "WIMS - CRNL A User's Mannul for the Chalk River Version of WIMS", AECL Report AECL-8955, 1986.
- [7] D. A. Jenkins and B. Rouben, "Reactor Fuelling Simulation Program - RFSP : User's Manual for Microcomputer Version", TTR-321, Rev. 1, 1993.