

2004 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

국내 원자력발전소의 사용후핵연료 선원항 평가에 관한 연구

A Study on the Evaluation of Source term for Spent Fuel of Nuclear Power Plant in Korea

윤인식, 정운관, 김성영*

조선대학교

광주광역시 동구 서석동 375번지

*한국기계연구원

대전광역시 유성구 장동 171번지

요 약

우리나라에서도 원자력발전이 상용화된지 이십여년을 넘어서면서 원자력발전을 하고 있는 다른 나라와 마찬가지로 사용후핵연료 관리가 국가적인 문제로 심각히 대두되고 있다. 중간 저장 시설은 1997년부터 운영예정이었으나 현재 그의 부지가 아직 확보되지 못한 상태에서 그 운전개시 시점이 불확실하다. 그리고 중간저장 이후의 사용후핵연료 정기관리 전략이 아직 마련되어 있지 못한 실정이다. 그러므로 발전소에서 발생하는 사용후핵연료 양과 그에 따른 선원항 평가는 반드시 선행되어야 할 것이다. 이제 본 연구에서는 국내 사용후핵연료 형태중 17×17에 대해서 농축도와 연소도 그리고 냉각시간별로 선원항 평가를 하였다. 사용후핵연료 선원항 평가를 위해 미국 Nuclear Regulatory Commission(NRC)의 인·허가 코드인 SCALE 코드를 이용하였다. 선원항 평가는 SCALE 코드의 모듈을 이용하였다. 선원항 평가 결과 농축도와 3.5 w/o와 연소도 35 GWD/MTU 일때 Cooling Time 0.3년은 $7.5651E+16$, 1년 $2.8954E+16$, 3년 $9.8242E+15$, 5년 $5.4000E+15$, 10년 $3.0945E+15$ 으로 계산되었으며, Cooling Time이 0.3년일때와 10년일때의 Source Term이 크게 차이가 남을 알 수 있었다. 방사선량율은 10 cm부터 500 cm 까지 거리에 따라 선량율에 대하여 10 cm $4.8365E+03$ (Gy/hr)에서 500 cm $7.8456E+01$ 으로 감소함을 알 수 있었다. 현재 국내 사용후핵연료에 대한 선원항 평가가 이루어지지 않았으며, Data Base 구축이 기초단계 이므로 이러한 기초자료는 추후 저장조가 건설되면 사용후핵연료 안전성과 관련하여 사용할 수 있는 것이고 기초 Data Base구축하는데 이용할 수 있을 것이다.

Abstract

As nuclear power has been used in our country over 20 years, spent fuel management is raised seriously as one of the national's problems, which lies in similar situation to other countries having nuclear power plants. An interim storage facility has been planned to operate in 1997, it is highly uncertain whether this facility will start to operate by the time because the site has not been decided yet. After the intermediate storage, the spent fuel periodical management strategy has not prepared yet. Therefore it has to be preceded that the spent fuel quantity which is happening at the power station and the following source term. Now the main have evaluated the source term according to enrichment, burn-up, and cooling time for 17×17 of spent fuel form. I used the SCALE code which were certified by Nuclear Regulatory Commission(NRC) for the source term calculations of Spent Fuel. The source term was calculated, which reflected the feature of target nuclear fuel using ORIGEN-S, a module of the SCALE Code, and the exposure dose rates were calculated by using the QADS modules, considering the geometry. When the enrichment in the evaluated result of source term is 3.5 w/o and the burn-up is 35 GWD/MTU, the cooling time 0.3year is 7.561E+16(photon/second), 1year 2.8954E+16, 3year 9.8242E+15, 5year 5.400E+15, 10year 3.0945E+15 and found that the big difference in Photon Spectrum of cooling time 0.3year and 10year. I have found that radiation dose rate is decreased in 10cm 4.8365E+03(Gy/hr) into 500 cm 7.8456E+01 for dose rate according to distance from 10 cm to 500 cm. It is not made the source term evaluation on the domestic spent fuel, and since the data base construction is basic level, some time later, if the storage place is constructed, in connection with the safety, these basic data can be used and we can construct these basic data base.

연구 배경

우리나라에서도 원자력발전이 상용화된지 이십여년을 넘어서면서 원자력발전을 하고 있는 다른 나라와 마찬가지로 사용후핵연료 관리가 국가적인 문제로 심각히 대두되고 있다. 중간 저장 시설은 1997년부터 운영예정이었으나 현재 그의 부지가 아직 확보되지 못한 상태에서 그 운전개시 시점이 불확실하다. 그리고 중간저장 이후의 사용후핵연료 정기관리 전략이 아직 마련되어 있지 못한 실정이다. 그러므로 발전소에서 발생하는 사용후핵연료 양과 그에 따른 선원향 평가는 반드시 선행되어야 할 것이다. 그러므로 발전소에서 발생하는 사용후핵연료

양과 그에 따른 선원항 평가는 반드시 선행되어야 하며 원자력 발전소에서 발생하는 사용후핵연료를 보다 효율적이고 안전하게 관리하기 위해서 사용후핵연료의 관리에 많은 관심과 노력을 가져야 한다. 따라서 본 연구에서는 국내에서 사용되어지고 있는 여러 핵연료 타입 중 WH 핵연료(17×17)를 사용하고있는 고리3&4호기, 영광1&2호기, 울진1&2호기를 대상으로 사용후핵연료 연소도와 농축도, 냉각시간을 기준으로 NRC 인증코드인 SCALE Code 모듈중 선원항 평가 코드인 ORIGEN-ARP와 ORIGEN-S 코드에 사용후핵연료 17×17 연소이력을 이용하여 Photon Spectrum을 계산하고, 다시 중앙표면에서 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500 cm 까지 각각 검출기를 두어 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time에 대한 Exposure Dose Rate에 대한 데이터베이스를 구축하고 규제 지침은 단지 저장조 표면에 국한되어 있지만 이 논문에서 고려하고자 하는 Cooling Time 등 인자를 고려한 선원항 평가를 실시하여 저장시설의 확보 후 안전성 자료로 활용할 수 있는 기반을 조성하고자 한다.

연구 방법

1. TLD 실측값에 따른 Coding 및 SCALE Code 사용여부 평가

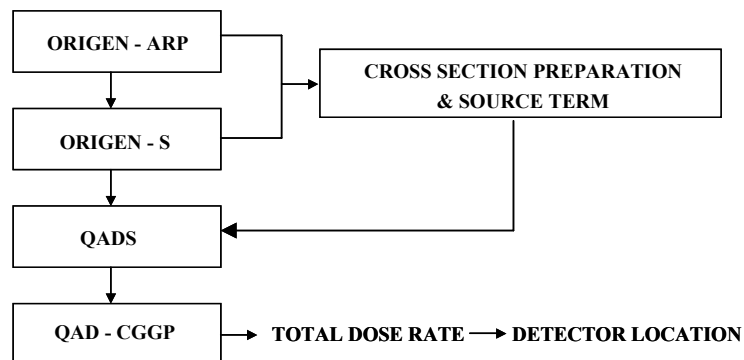
보고서에는 제시되어 있지 않고 결과 값만을 나타낸 PWR S/F Assembly를 대상으로 공기중 Gamma Dose Rate에 대해 PNL과 ORNL에서 Coding 결과들과 PNL에서 TLD 측정된 결과값을 비교하였다. PNL 보고서에서 제시한 결과값을 그림 2에서 나타내었다. 단지 문헌상으로 PNL 및 ORNL 에서 제시한 사양이 없고 그래프 상으로 제시한 결과를 평가해 보면 그림 2에서 보는 것과 같이 실제 TLD로 측정된 값은 ORNL에서 Code로 계산한 값보다 10 % 정도 더 낮은 오차를 나타냈고, PNL의 계산 결과는 25 % 정도 더 낮게 오차가 나타났음을 보고하고 있다. 또한 SCALE Code 신뢰성을 제고하기 위해 ORNL과 PNL의 Coding을 위한 기준 사양과 모델링 구조 설계하였다. PWR S/F Assembly는 총길이 360 cm 지름 24 cm로 상기 연소이력에 ORIGEN-ARP와 ORIGEN-S 코드를 이용하여 Photon Spectrum을 계산하고, Cooling Time 1년, 5년을 대상으로 Assembly 중앙 표면, 1 m, 2 m의 거리에 검출기를 설정하고 SCALE Code를 이용하여 Exposure Dose Rate 계산하였다. 본 논문에서 SCALE Code의 사용 여부를 위한 자료를 획득하기 위해 ORNL과 PNL 기관에서 제시한 기본 사양과 모델링 구조와 동일하게 SCALE Coding해 보았으며, 사용후핵연료의 방사선량 산정을 위해 사용하고 있는 SCALE Code의 신뢰성 확보 차원에서 PNL과 ORNL에서 수행한 연구 결과와 비교, 분석을 수행하였다. 본 논문에서 수행한 코드 값은 중앙 표면에서 2,660 Gy/hr로 산출되었으며, 이러한 결과는 ORNL 보다 21 % 정도 높은 값이다. 따라서 ORNL과 PNL 그리고 이 논문에서 Coding한 결과를 종합하여 그림 3으로 나타내었다. 그림 3의 결과에서 보는 것과 같이 ORNL은 Assembly 중앙 표면에서 최대 선량 2,100 Gy/hr, PNL은 중앙 표면에서 최대 선량 1,300 Gy/hr로 산출되었다. PNL 선량값이 상대적으로 적게 나온 것은 ISOSHLD Code에 의한 계산차이로 판단된다. 그 당시 사용되어졌던 ISOSHLD Code는 차폐된 방사선 소스의 외부에서의 붕괴

감마선 및 Bremsstrahlung 선량을 계산하며, Source는 하나 이상의 형태를 취하는 형태이다. 또 이 ISOSHLD Code는 차폐 구역의 질량 감쇠 계수, 축적 계수, 그리고 특정 문제를 풀기 위해 필요한 기본적인 데이터의 계산에 국한되며, 과거 ISOSHLD Code는 SCALE Code 초기모델로써 지금은 SCALE Code Library에 ISOSHLD Code가 삽입됐으며 많은 실험을 통해 물질에 대한 Buildup-Factor 검증으로 인해 지금은 SCALE Code로 update 되었다. 이러한 Library 보정으로 인해 ISOSHLD Code로 계산된 Dose Rate가 SCALE Code Dose Rate와 다소 차이가 있었으며, PNL 보고서에 초기농축도가 명확히 표기되지 않아 본 논문에서 설정한 초기 농축도보다 약간 낮을 것으로 생각된다. 즉, ORNL에서 사용한 코드는 초기 버전으로 현재 사용한 코드와는 약간의 오차가 있을 것으로 판단된다. 즉 Gamma Scattering, S/F Shielding 및 초기농축도(w/o) 영향으로 약간에 차이가 있었음을 알 수 있었다. 또한 그림 2와 같이 PNL에서 실제 TLD로 측정된 값이 ORNL의 계산 값보다 10 % 높게 측정된 것으로 볼 때 이 논문에서 SCALE Code의 사용에 대해 문제점이 없다고 평가되었다.

2. SCALE 코드를 이용한 방사선 차폐 계산

SCALE[1] 코드는 표준화된 방법으로 Monte Carlo Method를 이용하여 핵물질 취급 시설에 대한 열해석, 핵임계 안전해석 및 차폐해석 등을 수행하는 프로그램이다. 1969년 ORNL에 의해 개발되었으며, 미국 NRC의 요청에 따라 표준화된 방법과 사용하기 쉬운 사용자 인터페이스를 갖도록 1980년 ORNL RSICC에 의해 재개발되었다. 이 코드는 Control Module과 Function Module로 분류되는 여러 모듈로 구성되어 있다.

본 연구에서는 사용후핵연료 방사선량 계산을 위해 아래와 같이 ORIGEN-ARP, ORIGEN-S, QADS, QAD-CGGP 모듈을 이용하였다. ORIGEN-ARP와 ORIGEN-S[2]는 대상 사용후핵연료 및 연소이력에 대한 계산 및 값이 들어가며 여기서 계산된 선원량의 값은 QADS 모듈에 입력되는데 QADS 모듈에서는 실제 장치에 대한 모델링이 수행되고 최종적인 QAD-CGGP 모듈에서 Dose Rate 값이 검출기 위치별로 산정된다.



2. 사용후핵연료 기준에 입각한 17×17 선원항 평가

국내 원자력발전소 선원항 평가시 사용될 핵물질의 취급 기준량이나 기준 방사능을 설정하기 위해서는 사용할 사용후핵연료의 기준 사양의 결정이 선행되어야 한다. 따라서 국내 원자력발전소 선원항 평가 대상으로 삼고 있는 PWR 사용후핵연료의 농축도, 원자로 조사 조건 및 현실적으로 사용이 가능한 사용후핵연료 여건 등을 고려하여 국내원자력발전소 선원항 평가에서 취급할 사용후핵연료의 기준 사양을 표1과 같이 설정하였다.[4] 방사선량 계산을 위해서는 사용후핵연료로부터 방출되는 Fission Products, Actinides, Activation Products 핵종들에 의한 스펙트럼이 필요하다. 이러한 계산에 사용되는 ORIGEN-S 코드는 SCALE 코드 시스템에서 모듈로 사용될 수 있도록 ORIGEN 코드를 부분적으로 수정한 코드로서, 방사선 물질의 Build-up, Decay, Processing 의 계산을 위해 널리 사용되어져 오고 있으며 가장 중요한 역할은 핵분열에 의한 생성물질의 예측이라고 할 수 있을 것이다. 상기와 같은 사용후핵연료를 대상으로 ORIGEN-S로부터 산출된 Photon Spectrum은 그림 4, 그림 5, 그림 6, 그림 7와 같다. ORIGEN-S를 바탕으로 QADS에서의 Dose Rates 산출 대상으로 선정한 사용후핵연료 및 연소이력 등의 특성은 표 1과 같다. 단 취급량은 1 Assembly를 사용하였고, 모델링은 그림 1과 같이 하였다. 이러한 연소이력을 바탕으로 ORIGEN-S를 바탕으로 QADS에서는 PWR 사용후핵연료 17×17 Assembly를 기준으로 Dose Rates 산출을 했다. PWR S/F Assembly는 총길이 452.8 cm 지름 20.7 cm로 상기 연소이력에 ORIGEN-ARP와 ORIGEN-S 코드를 이용하여 Source Term을 계산하고, 다시 중앙표면에서 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500 cm 까지 각각 검출기를 두어 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time에 대한 Exposure Dose Rate를 구하였다. 상기와 같은 사용후핵연료를 대상으로 ORIGEN-S로부터 산출된 Dose Rate는 그림 8부터 그림 23과 같다.

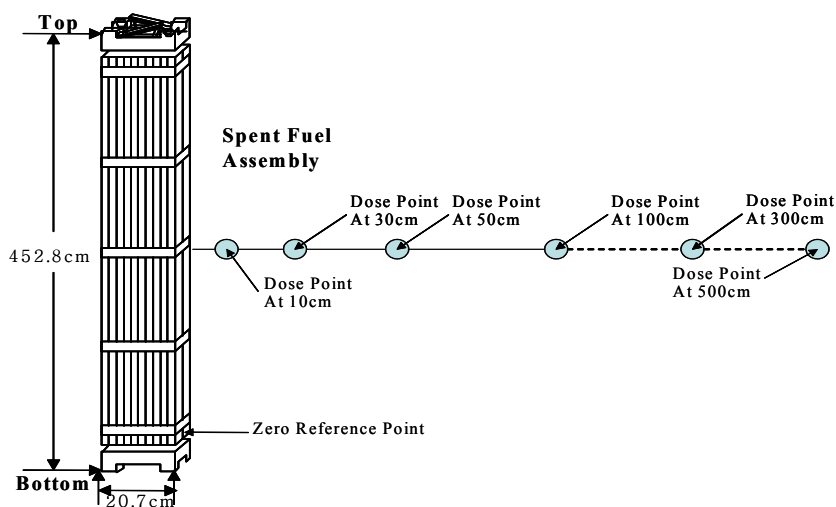


그림 1. Exposure Dose Rate Point

연구 결과

국내 원자력발전소 선원항 평가에서 PWR S/F를 대상으로 연소도, 농축도, 냉각시간을 기준 사양으로 설정하여 사용한 결과 각각의 표에서 다음의 결과값이 산출되어 졌다. 첫째, 각각의 35, 40, 45, 50 GWD/MTU 연소도에 따라 같은 농축도와 냉각시간에 대하여 Total Source Term은 증가함을 알 수 있었다. 둘째, 하나의 연소도 35, 40, 45, 50 GWD/MTU에서 동일한 농축도에 대하여 냉각시간에 따라 Total Source Term이 감소함을 알 수 있었다. 셋째, 하나의 연소도 35, 40, 45, 50 GWD/MTU에서 같은 냉각시간에 농축도가 증가함에 따라 Total Source Term이 감소함을 알 수 있었다. 단 세 번째의 경우, 냉각시간이 10년일 경우 농축도에 따라 Total Source Term이 증가한다. 그이유로는 핵연료 장전시 농축도의 값이 평균적으로 4.2 w/o인데 냉각시간이 증가할수록 장전시 농축도 보다 낮은 값은 분열이 감소하는 반면, 4.2 w/o보다 높은 농축도는 계속 분열이 발생하므로 Total Source Term이 증가한다고 평가 할 수 있었다. Exposure Dose Rate는 사용후핵연료의 냉각시간 및 거리를 동일하게 나타내었으며, 농축도와 연소도에 대해 각각의 결과값은 표에서 다음과 같이 도출할 수 있었다. 첫째, 각각의 3.5, 4.0, 4.5, 5.0 w/o 농축도에서 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time과 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500cm에 대하여 연소도가 35, 40, 45, 50 GWD/MTU로 증가할수록 Exposure Dose Rate는 증가함을 알 수 있었고, 각각의 35, 40, 45, 50 GWD/MTU에서 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time과 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500 cm에 대하여 농축도가 3.5, 4.0, 4.5, 5.0 w/o로 증가할수록 Exposure Dose Rate는 감소한다. 둘째, 각각의 3.5, 4.0, 4.5, 5.0 w/o와 35, 40, 45, 50 GWD/MTU에서 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time에 대하여 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500 cm에 따라 Exposure Dose Rate는 감소하고, 각각의 3.5, 4.0, 4.5, 5.0 w/o와 35, 40, 45, 50 GWD/MTU에서 10 cm, 30 cm, 50 cm, 100 cm, 300 cm, 500 cm에 대하여 0.3, 1, 3, 5, 10 Year Cooling Time에 따라 Exposure Dose Rate는 감소함을 알 수 있었다.

결론

본 논문에서는 ORNL과 PNL의 Coding값 및 PNL에서 TLD 실제적인 측정값을 알아본 결과 실제 TLD로 측정된 값은 ORNL에서 Code로 계산한 값보다 10 % 정도 더 낮은 오차를 나타냈고, PNL의 계산 결과는 25 % 정도 더 낮게 오차가 나타났음을 알 수 있었다. ORNL과 PNL 그리고 이 논문에서 PWR 사용후핵연료 17×17 Assembly를 기준으로 Dose Rates 산출 수행한 코드 값은 중앙 표면에서 2,660 Gy/hr로 산출되었으며, 이러한 결과는 ORNL 보다 약 21 % 정도 차이가 발생되었다. 이러한 차이를 발생시킨 원인은 다음과 같다. 첫째, ISOSHL Code는 차폐 구역의 질량 감쇠 계수, 축적 계수, 그리고 특정 문제를 풀기 위해 필요한 기본적인 데이터의 계산에 국한된 것이고, 과거 ISOSHL Code는 SCALE Code 초기모델로써 지금은 SCALE Code Library에 ISOSHL Code가 삽입됐으며, 많은 실험을 통해 물질에 대한 Buildup-Factor 검증으로 인해 지금의 SCALE Code

로 update 되었다. 이는 ORNL에서 사용한 코드는 초기 버전으로 현재 사용한 코드와는 약간의 오차가 있을 것으로 판단된다. 둘째, Library 보정으로 인해 ISOSHLD Code로 계산된 Dose Rate와 SCALE Code Dose Rate가 다소 차이가 있었으며, 셋째, Gamma Scattering, S/F Shielding 및 초기농축도(w/o) 영향의 차이임을 알 수 있었다. 따라서 그림 2와 같이 PNL에서 실제 TLD로 측정된 값이 ORNL의 계산 값보다 10 % 높게 측정된 것으로 볼 때 본 논문에 사용된 SCALE Code의 결과는 다소 오차를 제외하고 문제가 없음을 확인 할 수 있었다. 그리고 이 논문에서는 선원항 평가를 위해 SCALE Code의 모듈 중 하나인 ORIGEN-S Code를 사용하여, 국내 원자력발전소 선원항 평가에서 PWR S/F를 대상으로 연소도, 농축도, 냉각시간을 기준 사양으로 설정한 결과 ORIGEN-S로부터 Photon Spectrum 및 Dose Rate를 산출하였다. 냉각시간의 오랜 경과와 차폐를 실시할 경우 당연히 Dose Rate가 감소한다는 것을 Coding 결과 재확인 할 수 있었다. 하지만 현재 원자력 발전소에서 사용하는 규제 선량은 사용후핵연료 저장조 표면에서 2.5 mrem/hr 만 고려하고 있을 뿐, Cooling Time을 고려하여 평가한 규제 선량값은 규정되어 있지 않다. 따라서 현재 고려되어지고 있는 저장조 표면뿐만 아니라 이러한 Coding 결과에 사용한 인자 연소도, 농축도, Cooling Time를 고려하여 안전상 확보를 위해 규제 지침이 제정되어야 할 것으로 생각된다. 따라서 본 논문에서 Cooling Time에 대한 PWR S/F 17×17에 관하여 선원항 평가를 하였지만, 앞으로 국내 원자력발전소에서 사용하고 있는 모든 핵연료 형태에 대하여 규제 지침이 제정되었을 시 Cooling Time 및 기타 인자를 고려한 선원항 평가를 실시하여 기초 Data Base를 구축하고 안전성을 확보해야 할 것이다.

참 고 문 헌

1. U. S. Nuclear Regulatory Commission, "SCALE : A modular code system for performing standarized computer analyses for licensing evaluation, NUREG/CR-0200, Rev.5 (ORNL/NUREG/CSD-2/R5), Vols. 1, 2, and 3, ORNL Oak Ridge National Laboratory
2. O. W. Hermana, "ORIGEN-S : Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Association Radiation Source Terms," NUREG/CR-0200 Revision 6 Volume 1, Section S5, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 1998
3. The nuclear Designand Core Physics Charateristics of the Nuclear Power Plant Unit 3 Cycle15
4. 김성영, 정운관 "사용후핵연료 차세대관리공정장비의 감마방사선 영향 분석", 2002 추계 원자력 학회 논문집, 2002, pp.1~12.

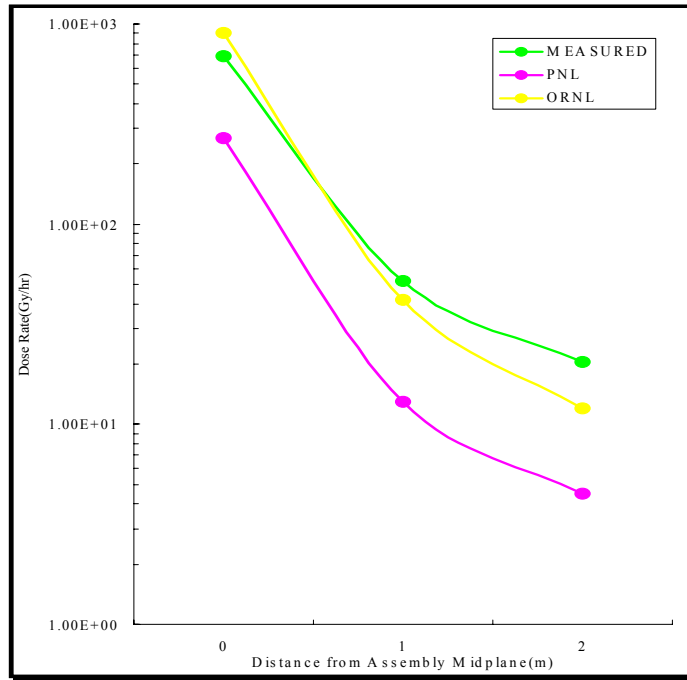


그림 2. ORNL and PNL Coding 결과값과 TLD 측정 결과값 비교

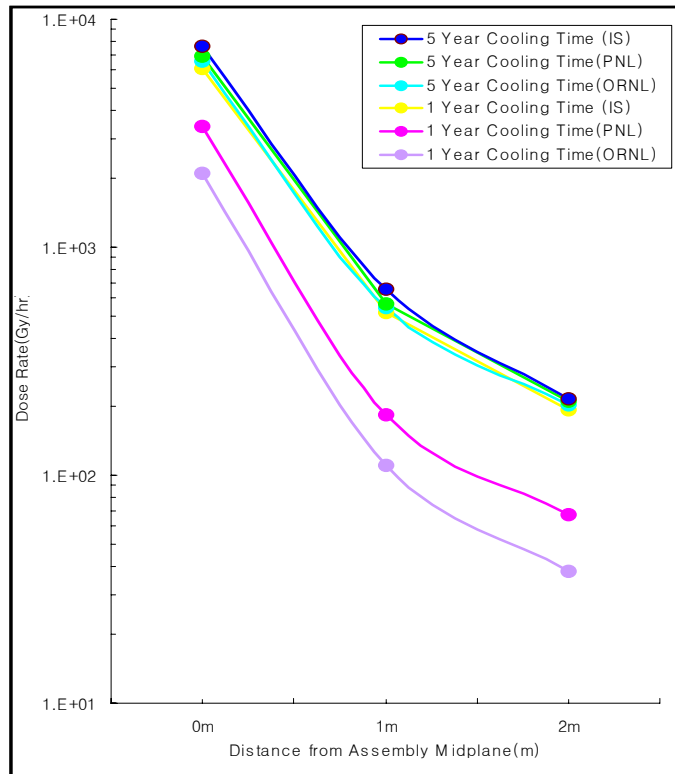


그림 3. ORNL, PNL and IS 선량값에 대한 비교

표 1. 사용후핵연료의 기준사양[3]

기 준 사 양	
대상핵연료	PWR S/F 17×17
연소도	35, 40, 45, 50 GWD/MTU
농축도	U-235 3.5, 4.0, 4.5, 5.0 w/o
냉각시간	0.3, 1, 2, 5, 10 Year Cooling Time

Total Source Term

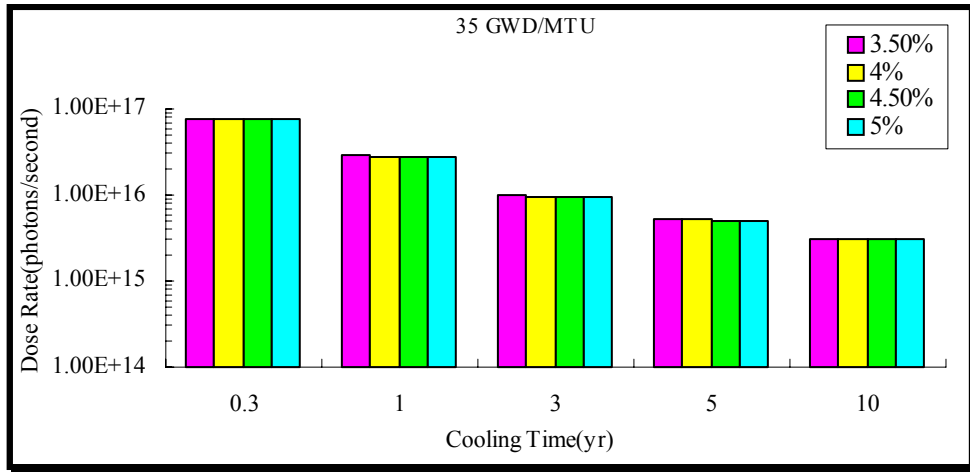


그림 4. 35 GWD/MTU Spent Fuel

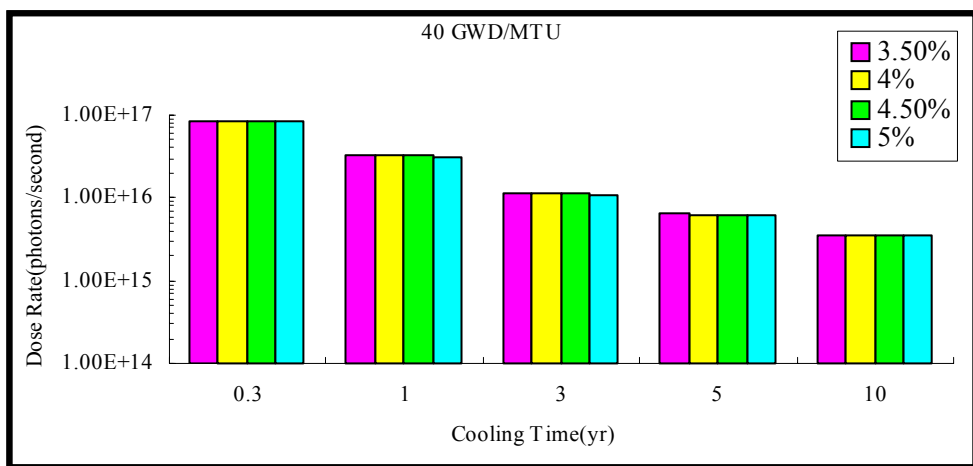


그림 5. 40 GWD/MTU Spent Fuel

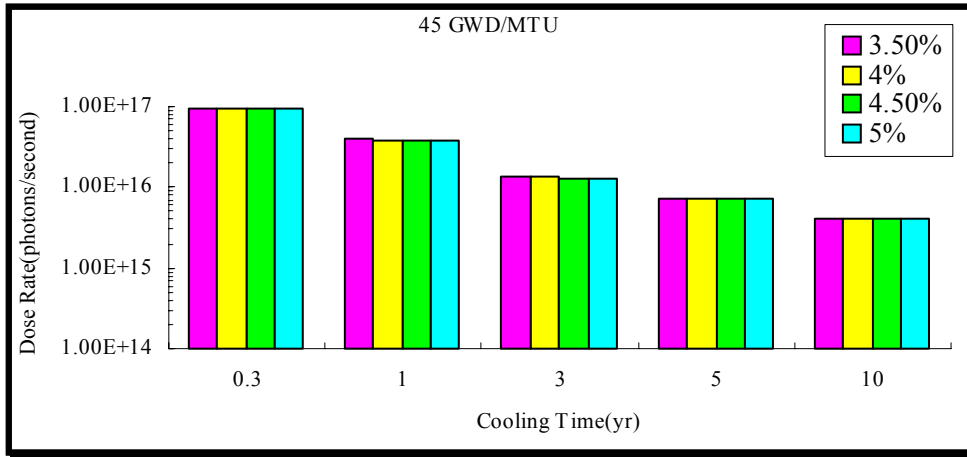


그림 6. 45 GWD/MTU Spent Fuel

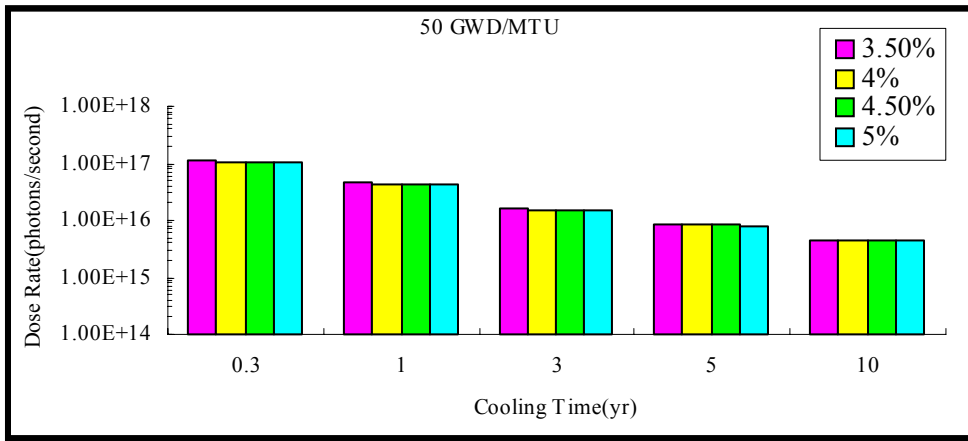


그림 7. 50 GWD/MTU Spent Fuel

Exposure Dose Rate

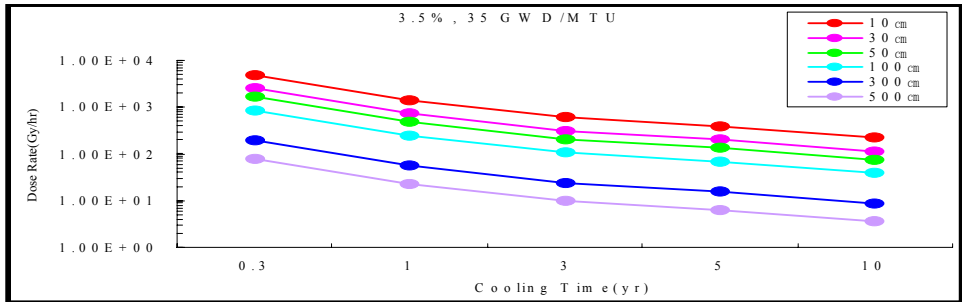


그림 8. Dose Rate of 3.5%, 35 GWD/MTU S/F Assembly

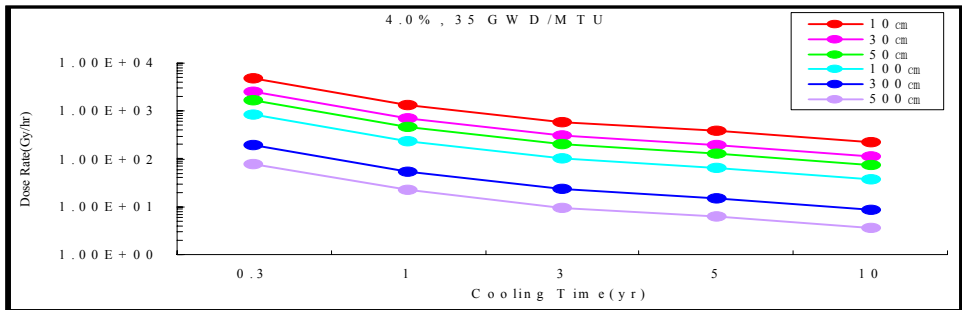


그림 9. Dose Rate of 4.0%, 35 GWD/MTU S/F Assembly

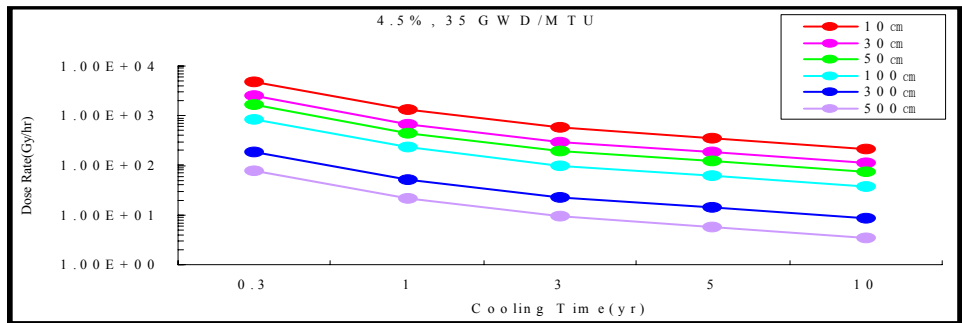


그림 10. Dose Rate of 4.5%, 35 GWD/MTU S/F Assembly

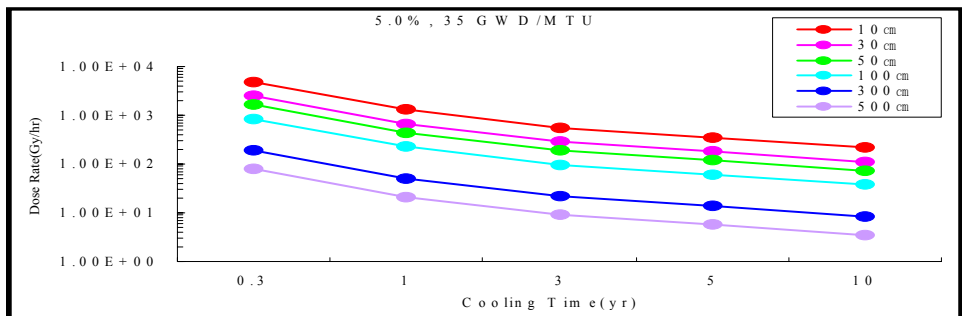


그림 11. Dose Rate of 5.0%, 35 GWD/MTU S/F Assembly

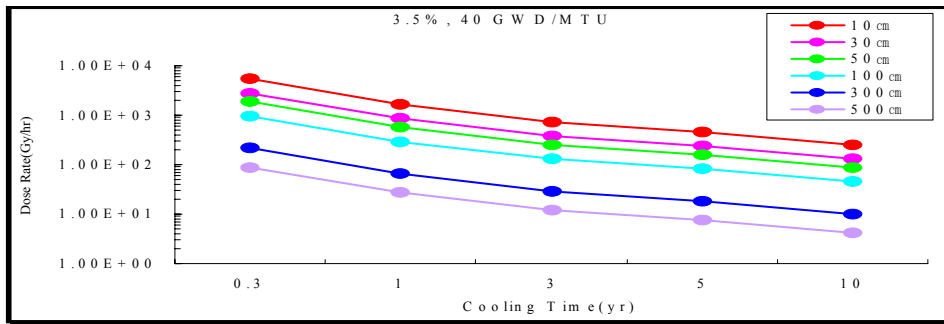


그림 12. Dose Rate of 3.5%, 40 GWD/MTU S/F Assembly

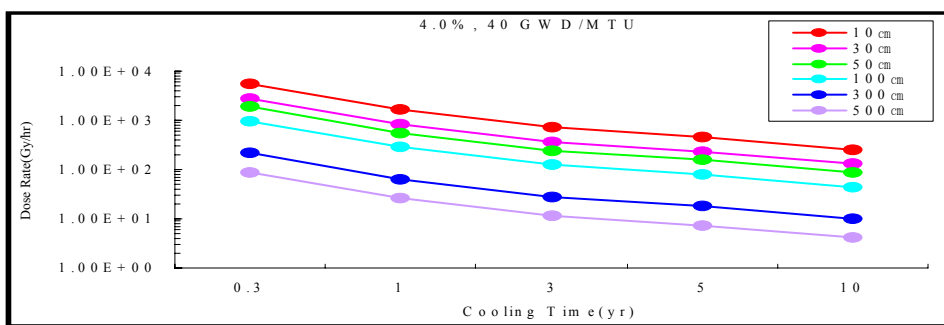


그림 13. Dose Rate of 4.0%, 40 GWD/MTU S/F Assembly

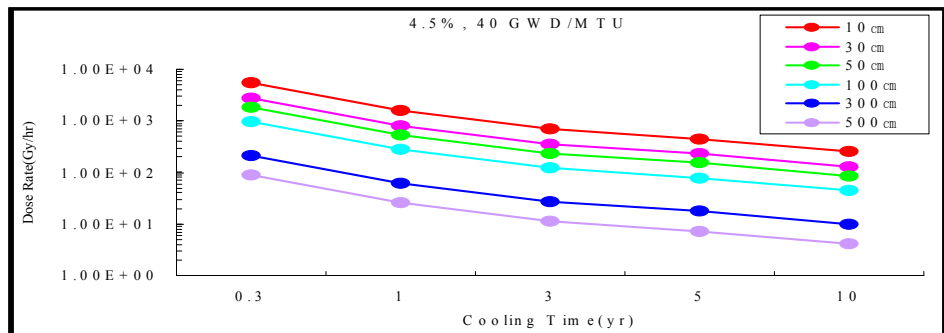


그림 14. Dose Rate of 4.5%, 40 GWD/MTU S/F Assembly

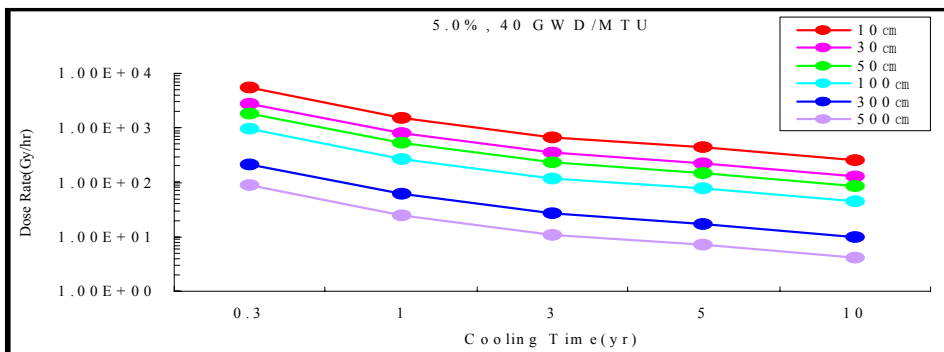


그림 15. Dose Rate of 5.0%, 40 GWD/MTU S/F Assembly

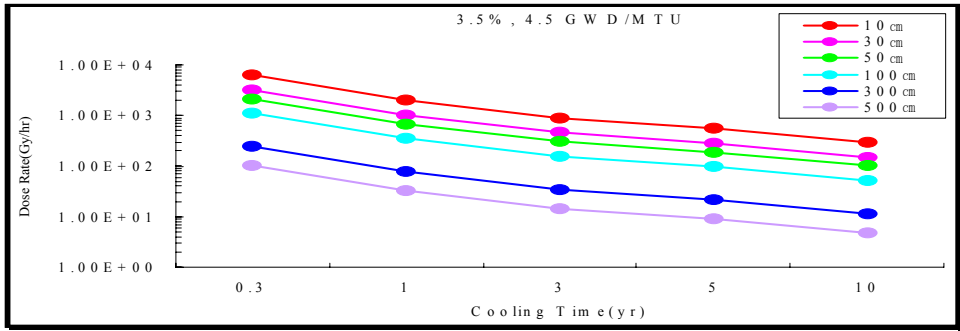


그림 16. Dose Rate of 3.5%, 45 GWD/MTU S/F Assembly

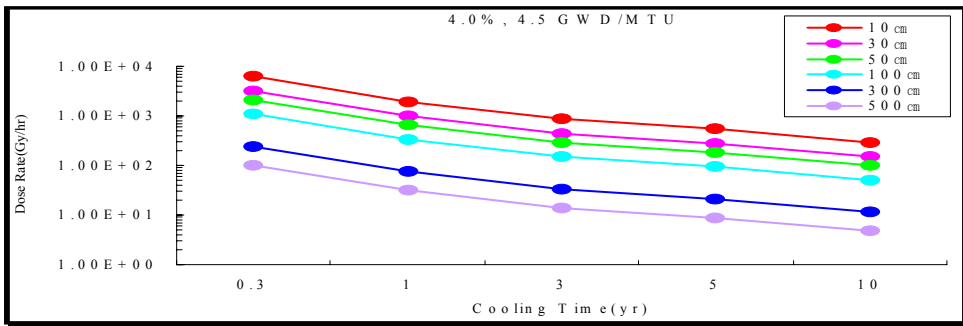


그림 17. Dose Rate of 4.0%, 45 GWD/MTU S/F Assembly

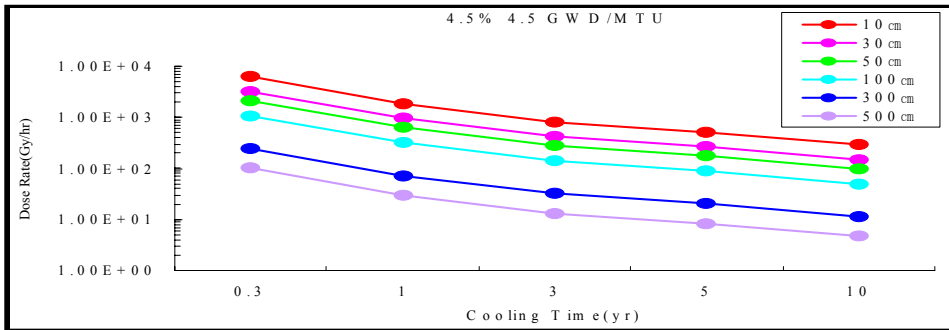


그림 18. Dose Rate of 4.5%, 45 GWD/MTU S/F Assembly

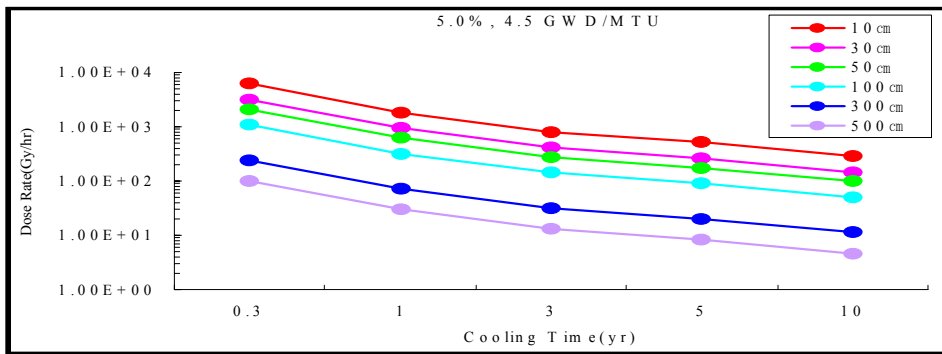


그림 19. Dose Rate of 5.0%, 45 GWD/MTU S/F Assembly

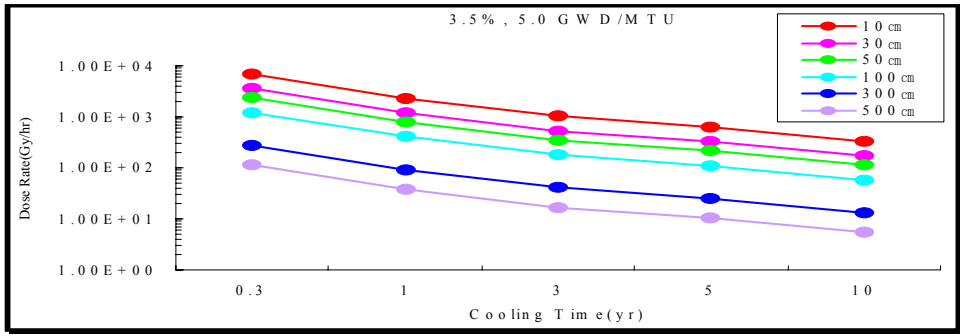


그림 20. Dose Rate of 3.5%, 50 GWD/MTU S/F Assembly

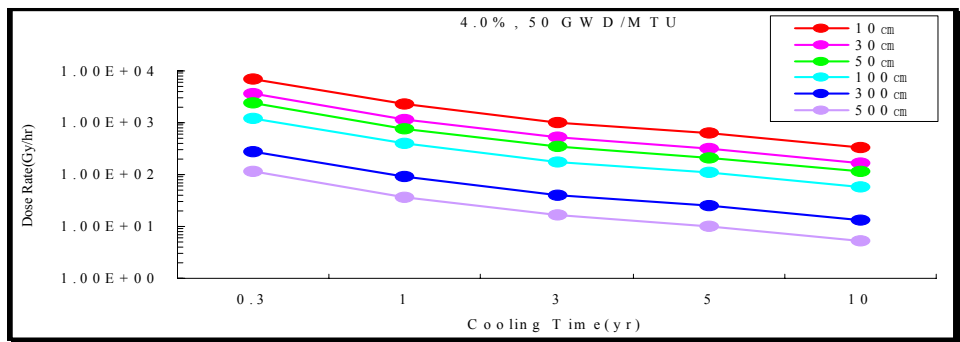


그림 21. Dose Rate of 4.0%, 50 GWD/MTU S/F Assembly

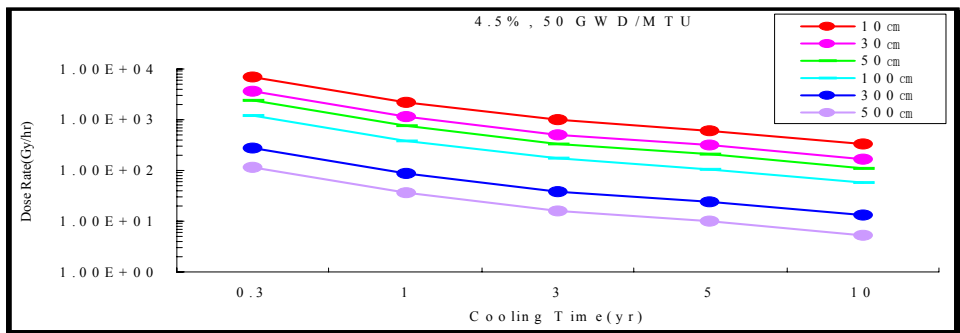


그림 22. Dose Rate of 4.5%, 50 GWD/MTU S/F Assembly

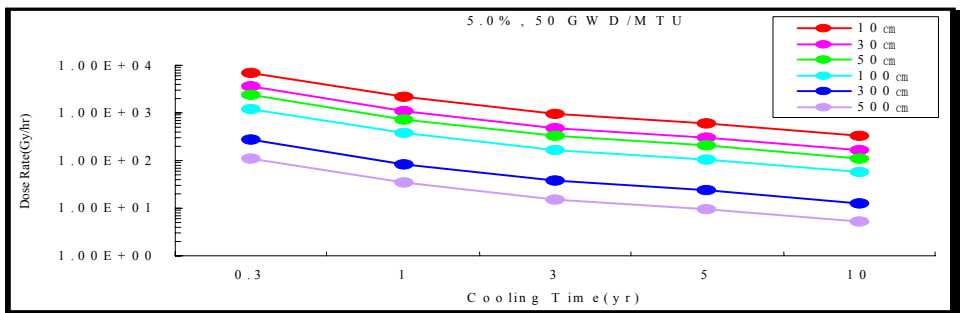


그림 23. Dose Rate of 5.0%, 50 GWD/MTU S/F Assembly