



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](#)

2017년 2월
석사학위 논문

CRUDTRAN 코드를 이용한
국내 원전에서의 해체
방사선원향 예측 연구

조선대학교 대학원

원자력공학과

조 훈 조

CRUDTRAN 코드를 이용한

국내 원전에서의 해체

방사선원향 예측 연구

A study on Prediction of Radioactive Source-term
from the Decommissioning of Domestic NPPs by
using CRUDTRAN Code

2017년 2월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

조 훈 조

CRUDTRAN 코드를 이용한
국내 원전에서의 해체
방사선원향 예측 연구

지도교수 송 종 순

이 논문을 공학석사학위 신청 논문으로 제출함

2016년 10월

조선대학교 대학원

원자력공학과

조 훈 조

조훈조의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 이 경 진 (인)

위 원 조선대학교 교수 김 진 원 (인)

위 원 조선대학교 교수 송 종 순 (인)

2016년 11월

조선대학교 대학원

목 차

1. 서론	1
1.1 연구 배경	1
1.2 연구 목표	2
1.3 국내 상용원전별 특성	2
2. 부식생성물	8
2.1 부식생성물의 발생	8
2.2 부식생성물의 특성	11
2.3 부식생성물의 침적	12
2.4 부식생성물의 방사화	12
2.5 방사성 부식생성물의 특성	16
3. CRUD 거동 메커니즘	19
3.1 경수로에서의 부식생성물의 거동 메커니즘	20
3.2 중수로에서의 부식생성물의 거동 메커니즘	22
3.3 유체가속부식(FAC)와 피더관 관계	24
4. CRUDTRAN 코드 분석	27
4.1 CRUDTRAN 코드 소개	27
4.2 CRUDTRAN 코드 구동 인자	29
4.3 코드 선정 및 배경	37

5. 국내원전에서의 적용	39
5.1 경수로 원전 적용	39
5.2 중수로에서의 CRUDTRAN 적용 가능성	40
5.3 중수로 원전 적용	41
5.4 모델링 결과	41
6. 결론 및 제안	51
【참고문헌】	53

그림 목차

- 그림 1. Westinghouse 형 PWR에서 니켈 합금의 사용 위치
- 그림 2. PWR 일차계통 내 장비 및 재료
- 그림 3. 이중층으로 된 산화막 내/외부에서의 용해성 이온들의 성장
- 그림 4. CRUD의 화학적 구조
- 그림 5. 방사성 물질 거동에 대한 메커니즘
- 그림 6. PWR 일차냉각재계통에서 부식생성물 거동
- 그림 7. PWR 일차냉각재계통에서의 냉각수 온도 및 수용성 중 농도의 상관관계
- 그림 8. PHWR 일차계통 내 부식생성물 거동 메커니즘
- 그림 9. 탄소강, 저합금강 표면 FAC 진행과정 계략도
- 그림 10. CRUDTRAN : CRUD 거동에 대한 네 가지 노드화 모델
- 그림 11. CRUDTRAN : 방사화 물질 거동에 대한 네 가지 노드화 모델
- 그림 12. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 13. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 14. 1978년 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 15. 1978년 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 16. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 17. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 18. 10년간 고리 1호기 일차계통 내 ^{58}Co 의 계산값과 실측값 비교
- 그림 19. 10년간 고리 1호기 일차계통 내 ^{60}Co 의 계산값과 실측값 비교
- 그림 20. 1983년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 21. 1983년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 22. 1983 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 23. 1983 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 24. 1983 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{58}Co 의 변화
- 그림 25. 1983 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{60}Co 의 변화
- 그림 26. 7년간 월성 1호기 일차계통 내 ^{58}Co 의 계산값과 실측값 비교
- 그림 27. 7년간 월성 1호기 일차계통 내 ^{60}Co 의 계산값과 실측값 비교

표 목차

- 표 1. 경수로, 중수로 원전 일차냉각재계통 내 대표 방사성물질
- 표 2. 원자력발전소 방사성부식생성물 반응식과 생성원
- 표 3. CRUDTRAN의 구동인자
- 표 4. 고리 1호기와 CRUAS 원전의 비교

ABSTRACT

A study on Prediction of Radioactive Source-term from the Decommissioning of Domestic NPPs by using CRUDTRAN Code

Cho hoonjo

Advisor : Prof. Song JongSoon, Ph.D.

Department of Nuclear Engineering

Graduate School of Chosun University

It has been emphasized the importance of developing source term assessment technology of decontamination and decommissioning owing to the permanent shutdown of the Kori #1, the life extension of the Wolsong #1 and the increase of deteriorated nuclear plants. This study sought the characteristics of materials of the primary system which has been the source of corrosion products based on the type of domestic NPPs. Among the nuclear plants, the study selected the Kori #1, a Westinghouse type nuclear plant to be decommissioned. For the study, the behavior mechanism of corrosion products in the primary system of the Kori #1 was analyzed, and the volume of activated corrosion products in the primary system was assessed based on domestic plant data with the CRUDTRAN code used to predict the volume. From the assessment, it was able to predict a trend of ^{58}Co and ^{60}Co , i.e., activated corrosion products according to the operating cycle; and the similarity was confirmed by comparing the estimated values with the code and the actually measured values. It is expected that the study would be utilized in predicting radiation exposure of

workers performing maintenance and repairs in high radiation areas and in selecting the process of decontaminations and decommissioning in the primary system. It is also expected that in the future it would be used as the baseline data to estimate the volume of radioactive wastes when decommissioning a nuclear plant in the future, which would be an important criterion in setting the level of radioactive wastes used to compute the quantity of radioactive wastes.

1. 서론

1.1 연구 배경

원자력발전소의 해체는 운전수명이 종료된 원자력설비를 안전하게 처리, 처분하는 최종 마무리 과정으로 이미 원자력 선진 외국에서는 오래전부터 국가적 차원으로 해체 관련 규제지침 및 기술 개발에 박차를 가해 상당한 진전을 보아 연구개발단계에서 실용 기술 단계로 접어들었다.

현재 국내 원전의 경우 고리 1호기 영구정지, 월성 1호기 수명연장, 노후화 원전의 증가로 인한 선원항 평가기술 및 제염 해체 기술 개발의 중요성이 강조되고 있다. 그러나 상용원전 폐로에 대한 기술 경험은 사실상 전무한데다 원전을 폐로 하는 데는 방사능에 오염된 폐기물을 처리하는 고도의 기술과 함께 발전소 건설과 맞먹는 비용과 시간이 필요하다. 정부는 제염 해체 분야 상용기술을 2018년까지 완료하고 국내원전에 적용할 계획이다. 따라서 신뢰도 있는 선원항 평가 기술 및 안전성이 기반이 되는 제염 해체 기술 확보가 시급하다. 따라서 이러한 연구를 바탕으로 향후 원전 해체 시 사전 연구로써 충분한 활용가치가 있을 것으로 사료된다.

해체 대상 원자로 또는 시설물의 방사능 재고량은 원자로 용기, 원자로 기기 및 인접 구조물에서 특정 원소의 중성자 조사로 인한 방사화 방사능 재고량과 각종 계통내외부면에 침적된 방사성물질(이하 “표면오염”이라 함)에 의한 방사능 재고량으로 구분할 수 있다. 해체 원전의 전체 방사능 재고량의 정확한 평가는 매우 중요한 사항으로서 시설 내 방사능의 형태와 양은 해체 수행방법의 선택에 직접적인 영향을 미친다. 특히, 방사능 재고량 평가는 적용할 해체기술의 결정, 해체작업 종사인원의 피폭량 연구, 영구 해체작업 수행을 위한 지연기간의 결정, 제염기술 선정, 방사성폐기물의 수송요건 및 처분요건 결정, 일반인의 방사선 피폭량 평가, 환경영향 평가 작성에 지침이 된다.

1.2 연구 목표

방사능 재고량 중에서도 원자로 일차냉각재계통에서 금속 부식은 침전 입자들을 생성하게 되는데, 이러한 침전 입자들은 노심에서 중성자 조사에 의해 방사능 물질이 되어 냉각수에 의해 이동하게 된다. 이 방사성 침전 입자는 결국 노심 또는 계통 내 표면에 침적된다. 이러한 방사성 침전 입자들은 원자력발전소를 해체할 경우에 수행 될 해체방식 결정에 중요한 역할을 하며, 해체공정을 계획하는 데 필요한 정보를 제공하고 작업 일정 및 인력 소요 요건 특히, 이러한 방사성부식생성물은 일차계통 내 표면에 침적되어 계통의 유지 및 보수를 담당하는 작업종사자의 방사선 피폭에 주된 요인이 되고 있다.

원자로 용기, 원자로 기기 및 인접 구조물에서 원소의 중성자 조사로 인한 방사화재고량을 평가하기 위해서는 원자로의 고정된 기기들을 대표하는 모든 영역에서 평균 중성자속과 구조물의 물질조성 및 원자로 운전이력 등을 고려해야 한다. 이를 바탕으로 현재 전 세계적으로 설계단계에서 부식생성물과 방사성핵종의 양을 예측하는 프로그램에 대해서는 개발되거나 개발 중인 프로그램이 다양하다. 하지만 원자력발전소 해체 시 발생하는 방사화 부식생성물의 양을 평가하는 코드에 대한 개발은 부족한 상황이다. 따라서 본 논문에서는 일차 계통에서의 부식생성물과 방사성핵종의 양을 예측하기 위해 개발된 코드인 CRUDTRAN 코드를 선정하여 고리 1, 월성 1호기 일차 계통에서의 방사성핵종의 양을 평가하는 데 목표를 두고 있다.

따라서 본 논문에서는 전산코드를 이용하여 원전 일차계통에서의 방사성부식생성물 거동을 평가하고 모델링한 결과값을 국내 원전의 현장 실측값과 비교하여 신뢰성을 얻고자 함에 있다.

1.3 국내 상용원전별 특성

국내 첫 원전인 고리 1호기는 1978년 4월 29일에 상업운전을 개시하였으며, 가압경수로 형으로써 587MW의 전기를 생산하는 발전소로 주 계약자인 미국의

Westinghouse가 전반적인 건설책임과 원자로 계통 설비, 핵중기 발생설비, 초기 원자력발전소 연료를 공급하였다. 그리고 월성 1호기는 캐나다 원자력공사(AECL)와 정식 계약하였으며, 1983년 4월 22일에 상업운전을 개시하였다. 캐나다원자력공사가 원자로의 설계, 구매, 설치, 시운전, 품질보증, 운전원 훈련, 초기 노심용 연료 및 중수로 공급 등 전체를 책임지고 영구의 Parsons사 및 GEC사가 터빈 발전기와 급수 가열기 및 중수로 공급 등 전체를 책임을 맡았다. 이 후 원자력발전이 준 국산 에너지로서 위치를 확실히 하기 위해서는 기술자립이 가장 시급하다고 판단하여 마침내 1990년대에는 우리 실정에 맞게 개량, 발전시킨 한국표준형 원자력발전소(OPR-1000)인 신고리 1, 2호기, 신월성 1, 2호기를 건설함과 동시에 안전성과 발전용량을 더욱 향상시켜 독자 브랜드인 신형 경수로(APR-1400) 신고리 3, 4호기를 건설하였고 마침내 아랍에미레이트(UAE)에 원자력발전소를 수출하였다. 따라서 이 절에서 국내 상용화된 발전소 별 부식생성물의 주발생원의 재료 및 특성에 대하여 알아보았다.

1.3.1 Westinghouse 형 PWR

우리나라는 고리 1호기를 비롯한 Westinghouse 형 발전소(고리 1, 2, 3, 4, 영광 1, 2, 울진 1, 2호기)가 현재 운영 중에 있으며, 국내 최초 원전인 고리 1호기는 2015년 6월 영구정지 결정이 된 상황이다. 국내 운영 중인 Westinghouse 형 원전의 부식생성물의 발생원인 증기발생기 원전의 일차 냉각재계통을 구성하는 주요기기로서 원자로 노심을 순환하는 일차 원자로 냉각계통과 터빈/발전기 계통의 이차 냉각계통이 교차하여 증기를 발생시키는 열교환 장치로 방사성물질 함유한 일차 냉각수가 이차측으로 누출되지 않도록 하는 방호기능도 갖는 원자로에서 가장 중요한 기기 중 하나이다. 증기발생기는 모델과 용량에 따라 다르나 보통 높이가 약 20m, 상부직경이 약 6m, 용기 벽 두께가 약 120 ~ 170mm, 무게가 약 700톤에 달하는 거대 구조물로 건조도 99.75% 이상의 증기를 발생시키는 핵심 기기이다. 그림 1은 Westinghouse 형 PWR에서의 Ni 합금(Alloy-600) 사용위치를 나타내었다[1].

Alloy 600 Locations in Westinghouse Plants

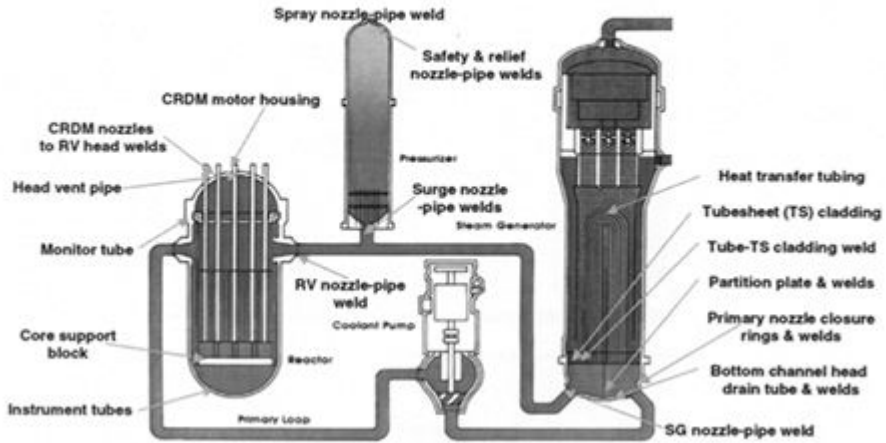


그림 1. Westinghouse 형 PWR에서 니켈 합금의 사용 위치

증기발생기 전열관은 Loop 수 및 모델에 따라 다르나 1 대당 약 5,000 ~ 13,000여개의 U자형 전열관 다발로 구성되며 전열관 내부 표면적의 합은 원전 일차 계통 전체 구조재 냉각재 접촉면적의 약 70%를 차지한다. 증기발생기에서는 전열관의 역할이 가장 중요하지만 전열관 지지판(또는 관지지대)도 매우 중요하다. 관지지판은 전열관의 크기뿐만 아니라 냉각수의 유동저항, 슬러지의 적체, 부식 등과 관련이 크므로 유의하여 설계하고 있다.

전열관은 일차 냉각재 계통과 이차 냉각재 계통이 만나는 열교환 표면으로 이의 건전성은 매우 중요하다. 요구되는 성질로 가장 중요한 것이 내식성이다. 이에는 응력부식균열 저항성, 전면부식(general corrosion) 저항성과 공식(pitting) 저항성 등이 포함된다. 내식성 이외에도 양호한 기계적 성질과 굽힘(bending), 확관(tube expansion)과 관련된 가공성, 용접성, 제관성이 요구되며 열을 전달해야 하는 기능 때문에 열전도도 또한 우수하여야 한다. 특히 전열관에서 일어나는 다양한 형태의 부식은 일차 냉각수의 유출에 따른 오염은 물론이고 계통 내의 방사선 준위를 높여 가동 중 검사와 유지, 보수 작업 시에 작업자의 방사선 피폭을 증가시키므로 매우 중요하다. 증기발생기에서 일차 측과 이차 측 경계가 되는 전열관은 양 쪽

수화학 환경에 동시에 노출되기 때문에 다른 구조물에 비해 환경으로 인한 열화 및 파손 가능성이 더 높다. 1960년대 초기에는 오스테나이트 스테인리스 강이 전열관 재료로 사용되었으나, 부식으로 인한 스테인리스 강 전열관의 손상이 확인되어 그 후 전열관 재료로는 특히 고온 내식성이 우수한 $Ni-Cr-Fe$ 계의 니켈합금 Alloy-600을 전열관 재료로 사용하게 되었다.

증기발생기 전열관 재료를 살펴보면 고리 2, 3, 4호기, 영광 1, 2호기 및 울진 1, 2호기는 Alloy-600이고 고리 1호기는 1998년도에 연장운전을 위해 증기발생기를 교체한 이력이 있다. 교체 전 고리 1호기 증기발생기 전열관 재료는 Alloy-600에서 Alloy-690으로 교체되어 사용되었다. Alloy-600의 화학조성(wt%) 으로는 $Ni : 72\%$ 이상, $Cr : 14 \sim 17\%$, $Fe : 6 \sim 10\%$, $C : 0.15$ 이하이다. 따라서 증기발생기에서의 부식반응에 의해 Ni , Cr , Fe 와 같은 부식생성물이 발생하여 높은 열과 표 1에 제시된 방사화 반응으로 인하여 ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe 과 같은 방사성물질이 생성된다. 우리나라에서도 고리 1호기를 비롯한 Westinghouse 형 발전소 모두 일차 냉각재배관 재료는 단련(wrought) 또는 주조로 제조한 오스테나이트 스테인리스강인 SA 351이다[1].

1.3.2 CANDU 형 PHWR

국내 679MW 급 CANDU 형 타입인 4기인 가압중수로(PHWR)가 운전 중에 있으며, 국내에서 운전 중인 중수로는 약 380개의 핵연료 채널을 가지고 있으며 각 채널이 독립적으로 압력경계를 형성하고 있다. 일차 냉각재 순환계통과 감속재 순환계통이 별도로 있으며, 경수로의 원자로 용기에 해당하는 칼란드리아 용기 내에 핵연료 다발이 채워진 압력관이 수평으로 누워져 있는 것이 특징이며, $Zr-2.5\% Nb$ 합금으로 만들어져 있다. 국내 운영 중인 CANDU 형 원전의 부식생성물의 발생원인 증기발생기의 전열관 재료로는 Alloy-800을 사용하고 있다.

Alloy-800은 Ni 합금인 Alloy-600, Alloy-690과는 달리 Ni과 Cr을 다량 함유한 Fe계 고합금으로 화학조성(wt%)으로는 $Ni : 32.5 \sim 35\%$, $Cr : 21 : 23\%$,

Fe : 39.5 % 이상이다. 따라서 증기발생기에서의 부식반응으로 인하여 Ni , Cr , Fe 와 같은 부식생성물이 발생하여 높은 열과 중성자방사화로 인하여 ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe 와 같은 방사성물질이 생성된다. CANDU 형 원전에서 의 또 다른 부식생성물의 발생원인 피더관은 중수로 원전의 주 열수송계통의 구성요소로서 핵분열에 의해 생성된 열을 제거하기 위해 핵연료 채널(압력관)을 가압 중수를 수송하는 역할을 한다. 이에 따라 피더관 배관의 재료는 고열에 내식성을 지닌 저탄소강(SA 106 Gr.B)로써 C : 0.3 wt % 이하, Mn : 0.29 ~ 1.06 %, Cr : 0.4 % 이하 정도 함유 되어 있다. 따라서 피더관에서의 유체가속부식반응으로 인하여 Fe , Mn , Cr 등과 같은 부식생성물이 발생하며, 이러한 부식생성물은 표 2에 제시된 방사화 반응으로 인하여 ^{54}Mn , ^{51}Cr 등 방사성물질이 생성된다. 그리고 일차 냉각재 배관의 재료로 지르코늄 합금, 탄소강, 스테인리스 강, Ni 합금 등 다양한 재료가 사용되고 있다[1].

1.3.3 OPR-1000 형 PWR

1000MW 급 가압경수로 형태의 한국 표준형 원자력발전소인 OPR-1000에서 주요기기 등 구조물에 사용되는 철강 재료는 대부분 탄소강과 저합금강이며, 일부 스테인리스 강 $Cr-Mo$ 강 등 고합금강과 니켈합금 등도 포함된다. 그림 2는 OPR-1000 발전소의 일차 계통 주요기기 및 재료를 보여준다. 국내 가압경수로에서 부식생성물 발생원인 증기발생기의 전열관 재료로서 Alloy-600을 사용하고 있으나 교체, 신규 설치되는 발전소는 모두 Alloy-690으로 변경되고 있다. Alloy-690은 Alloy $Ni-Cr-Fe$ 합금으로 화학조성은 Ni : 58 wt % 이상, Cr : 27 ~ 31 wt %, Fe : 7 ~ 11 wt % 정도 함유되어 있으며, Alloy-690의 Cr 함량은 약 30 wt % 정도로 Alloy-600의 Cr 함량보다 약 15 wt %가 더 많이 첨가되어 고온 내식성이 증가된 합금이다. 따라서 증기발생기에서의 부식반응에 의해 Ni , Cr , Fe 와 같은 부식생성물이 발생하여 높은 열과 표 1에 제시된 방사화 반응으로 인하여 ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe 와 같은 방사성물질이 생성된다. 특히, 전열관에서 일어나는 다양한 형태의 부식은 일차 냉각수 유출에 따른 오염은 물론이고 계통 내의 방사선 준위를 높여 가동 중 검사와 유지 및 보수 작업 시

에 작업자의 방사선 피폭을 증가시키므로 매우 중요하다. 일차 냉각재배관 재료로써 우리나라에서는 영광 3호기 이 후의 OPR-1000에서는 주배관의 직관부에 저합금강인 SA 508 Gr.1A 단조품(forgings)을 사용하고 있다. 일차계통에 사용되는 탄소강 및 저탄소강의 내면과 냉각수와 접하는 표면은 부식방지를 위해 전체가 스테인리스 강으로 용접 피복(Cladding)된다[1].

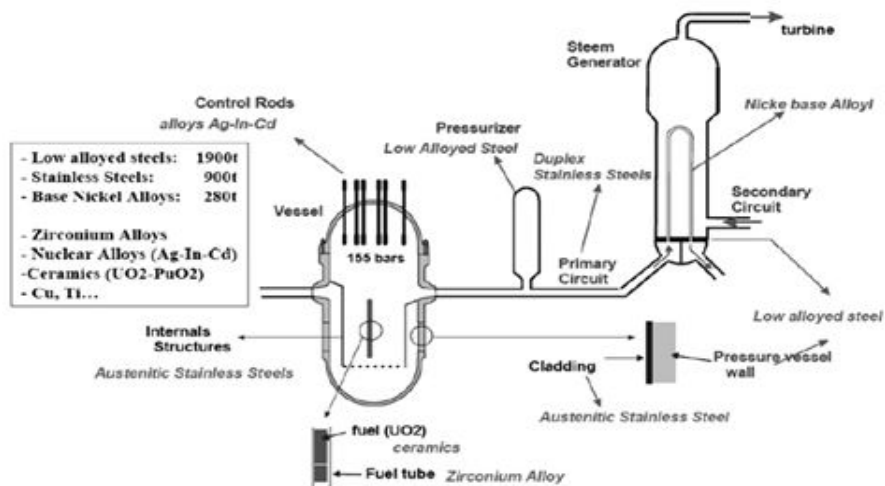


그림 2. PWR 일차계통 내 장비 및 재료

2. 부식생성물(CRUD)

원전에서 물은 중성자의 감속재, 원자로 냉각재, 보조급수 등 다양한 용도로 사용되고 있다. 이러한 물은 원전과 같은 고온의 환경에서는 화학적으로 매우 활성화된 매질이다. 원전 운전 경험상 정상운전 조건에서도 부식, 침식 및 계통 표면 내 침적 등 물로 인해 여러 가지 현상이 발생하게 된다. 물과 일차계통 내 부식된 표면과의 지속적인 접촉은 냉각수와 부식생성물이 혼합되어 계통을 순환하게 한다. 이러한 부식생성물 중 일부는 냉각수 내로 용해된 상태로 존재하며 다른 일부는 배관 및 기기 내 침적하는 불용성 금속산화물의 현탁물질이 발생한다. 이를 CRUD (Chalk River Unidentified Deposit)라고 하는 데 이것은 캐나다의 AECL 소속 Chalk River 연구소에서 발견하였기 때문에 얻어진 이름이다. 원전에서의 부식 발생률은 온도, 계통, 재질, 방사선장 환경, 재질의 연수 등에 의해 결정된다. 일반적으로 원전운전 초기에는 부식 발생률이 가파르게 상승하다 시간이 지나면 부식 발생률이 일정하게 되는 평형상태에 이르는 것으로 알려졌다. 일차계통 내 생성된 부식생성물은 계통을 순환하다가 노심에서 중성자 조사에 의해 방사화된다. 특히, 이러한 방사성부식생성물은 일차계통 내 표면에 침적되어 계통의 유지 및 보수를 담당하는 작업종사자의 방사선 피폭에 주된 요인이 될 뿐만 아니라 원자로 노심 내 핵연료표면에 침적되어 피복관의 부식을 가속시켜서 핵연료의 손상을 유발한다[2], [3].

2.1 부식생성물의 발생

CRUD는 가압경수로 형 원자력발전소에서 주로 2가지 요인으로 생성된다. 첫째, 원자로 냉각재계통의 전면부식결과 생성되는 부식생성물(Corrosion Products)과 둘째, 마모에 의해 생성되는 마모생성물(Metallic Wear Products)이다. 가압경수로 형 원자력발전소의 원자로 냉각재계통은 원자로용기(Reactor Vessel), 원자로용기 내장품(Vessel Internals), 원자로냉각재펌프, 증기발생기, 가압기 및 관련배관으로 구성되어 있으며 이들 설비들은 항상 고온의 원자로냉각수와 접촉하기 때문에 스테인리스 강이나 인코넬 등과 같은 내식성이 강한 금속

을 주요재질로 사용하고 있다. 오스테나이트 스테인리스 강과 고 니켈 합금강인 인코넬의 전면부식은 고온의 원자로 냉각수와 접촉하는 이들 금속표면 전체에 걸쳐 균일하게 발생되나 그 부식율은 대단히 낮다. 일반적으로 원자로냉각재계의 주요 재질인 지르칼로이, Zirlo, 인코넬 및 스테인리스 강에 대한 원자로냉각재의 접촉면적 비율은 각각 ~ 20%, ~ 70%, ~ 5% 정도 되며 이들 중 연료피복재인 지르칼로이 및 Zirlo의 부식생성물 방출율이 가장 낮다. 이들 금속재질의 전면부식율이 낮은 관계로 설비의 설계수명에는 거의 영향이 없으나 방사화부식생성물의 생성을 고려하면 상당히 심각한 영향을 줄 수 있다. 고온의 원자로냉각수와 원자로냉각재계통 금속구조물의 표면이 접촉하여 전면부식이 발생하면 금속표면을 어느 정도 산화시켜 산화보호피막을 형성시키게 되며 이 산화보호피막의 형성으로 더 이상의 부식발생을 억제해 준다. 그러나 이미 형성된 산화보호피막이 침식되거나 또는 불안전하게 형성되면 이들 중 일부는 불용성 물질로 원자로냉각수내로 유입된다. 그림 3은 이중층 산화물 생성과정을 나타내었다.

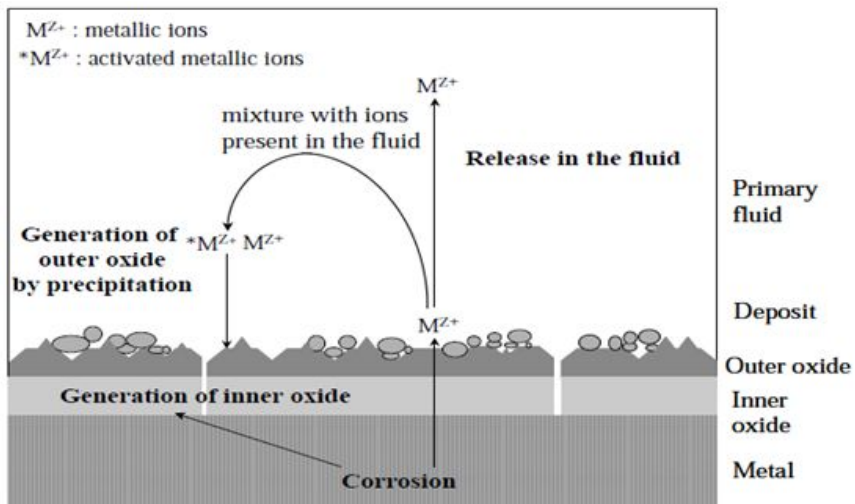


그림 3. 이중층으로 된 산화막 내/외부에서의 용해성 이온들의 성장

특히, ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe 가 계통의 선량률을 올리는 주요 핵종이며 반감기가 긴 ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{60}Co 등은 방사성폐기물의 취급과 처분 시에도 특별한 관리가 요구되는 핵종들이다. 다음 표 1에 PWR과 PHWR에서 발생하는 주요 방사

성부식생성물들을 나타내었다.

표 1. 경수로, 중수로 원전 일차냉각재계통 내 대표 방사성물질

경수로		중수로	
핵종	반감기	핵종	반감기
^{51}Cr	27.8d	^{60}Co	5.24yr
^{54}Mn	312d	^{54}Mn	312d
^{59}Fe	45d	^{51}Cr	27.8d
^{58}Co	71d	^{51}Ar	1.83hr
^{60}Co	5.24yr	^{124}Sb	60.2d

그리고 중수로 원전의 경우 냉각재계통은 냉각재펌프, 모관, 각 연료채널에 연결된 자관, 증기발생기 일차측 및 가압기로 구성된다. 냉각재계통은 기능적으로 절반을 담당하는 2개의 독립된 루프(Loop)로 구성되며 가압기, 비상노심계통 및 정화계통과 공통으로 연결되어 있다. 냉각재펌프는 다단계 밀봉축을 갖는 원심펌프로써 전동기로 구동된다. 증기발생기는 완전한 예열 부분을 갖는 수직형 U-관 형태이며 관의 재질은 Alloy-800이다.

냉각재계통과 감속재계통은 방사성물질의 일차적인 발생원이다. 연료의 핵분열, 계통 내 기기의 방사화와 부식생성물, 중수와 첨가제의 방사화 결과로서 방사성물질이 이러한 계통 내에서 축적된다. 방사성물질 중의 일부는 증기 및 급수 계통의 사용후연료저장조와 같은 ‘다른 계통’으로 운반되거나 또는 누출되어 이차적인 방사성물질의 선원이 된다. 방사성물질의 농도는 연료 성능 및 정화 유량에 따라 달라지며, 시간이 지남에 따라 그 농도의 변동이 발생할 수 있다.

냉각재계통은 연료를 포함하고 있으므로 방사성물질의 주요 생성원이다. 냉각재계통 내에서 냉각수와 접촉하는 금속은 서서히 부식한다. 일부 부식생성물은 냉각수 내에서 용해되거나 떠돌게 되고 원자로 노심 내의 중성자속을 통과할 수도 있다. 따라서 부식생성물의 중성자 방사화는 실질적으로 원자로 노심 통과시

간에 한정된다. 냉각수와 계통표면 간에 부식생성물의 지속적인 교환이 이루어지고 궁극적으로 계통표면에 점차적으로 방사성물질이 축적되어 방사선장을 형성한다. 일부 방사성물질은 냉각재계통을 빠져나와 이차 방사선원이 된다[2], [3], [4].

2.2 부식생성물의 특성

일반적으로 정상운전 중 CRUD의 농도는 10 ~ 20 ppb 정도 되며 그 입자의 크기는 1 ~ 10 μm 정도라고 보고되고 있다. 화학실험실에서 CRUD 분석을 위해 0.45 μm 크기의 여과재를 이용해 여과했을 때 통과되지 못하고 상부에 남아 있는 미세 현탁물질들 또한 CRUD인 것이다. CRUD 입자들은 색이 검고 자성을 띄고 있다. CRUD의 주성분은 $Fe_2O_3 \cdot nH_2O$ (Hematite) 또는 Fe_3O_4 (Magnetite) 형의 철산화물과 $Ni_xFe_{3-x}O_4$ (Nickel Ferrite)가 주종을 이룬다. 이들 못지않게 CRUD를 구성하는 중요한 원소로 코발트가 있다. 스테인리스 강과 인코넬에서는 코발트가 0.1 % 내외로 함유되어 있으나 CRUD 성분을 분석하면 1 % 이상이 코발트로 되어 있는 것이 보통이다. 이들은 대부분 마모생성물(Wear Products)에서 발생된 CRUD에서 볼 수 있으며 증기발생기 인코넬 합금과 원자로내장품인 스테인리스 강에서 주로 발생하고 그 외에 고 코발트 합금강인 스텔라이트(Stellite)와 같은 합금강에서 나온 것으로 추정된다.

스테인리스 강	Alloy 600
Fe_3O_4	Ni
$\alpha - Fe_2O_3$	NiO
$NiFe_2O_4$	$Ni_yFe_{3-y}O_4$
$FeCr_2O_4$	$Ni_xFe_{1-x}Cr_2O_4$
Base Metal	

그림 4. CRUD의 화학적 구조

2.3 부식생성물의 침적

실제 원자로냉각수 내의 CRUD 농도는 대단히 낮은 수준이나 원자로냉각수가 고속으로 흐르기 때문에 비교적 단기간 내에 상당량의 CRUD가 Core 내로 이동할 수 있으며, 이들 CRUD는 항상 불안정하여 이동 중에 원자로냉각재계통의 여러 부위에 침적하려는 경향을 가지며 아래와 같은 특성을 가지고 있다.

- CRUD는 고 열속(High Heat Flux) 부위에 침적하는 경향이 있다.
- 방사선속(Radiation Flux)에서 CRUD의 침적현상이 증가한다.
- 저 유속(Low Fluid Velocity) 부위에서 CRUD의 침적이 증가된다.
- CRUD는 스테인리스 강의 표면보다 지르칼로이(Zircaloy) 표면에 보다 두껍게 침적되는 경향을 가진다.
- 높은 pH에서 운전 될 때 중성 pH에서 운전할 때보다 침적이 적게 일어난다.

CRUD는 발전소가 운전됨에 따라 생성량이 증가하게 되고 핵연료피복관에 침적하게 되면 열전달능력을 감소시킬 뿐만 아니라 CRUD 층에 붕소가 많이 함유되어 있어 출력 불균형을 유발시키기도 한다. 증기발생기 튜브에 침적되면 열전달능력이 감소되어 증기출력이 감소 될 뿐만 아니라 CRUD가 침적되면 증기발생기 내부를 높은 방사선 영역으로 만들어 증기발생기 유지보수에 큰 어려움을 준다. 이외에도 제어봉 구동장치나 밸브와 같은 기계장치의 저 유속 부위에 CRUD가 침적 고착되면 기계적 오손을 유발시킬 수 있다[4], [5].

2.4 부식생성물의 방사화

원자로냉각수 중 CRUD는 계속되는 순환을 통해 상당부분의 양이 노심표면에 침적된다는 것을 알게 되었다. 이들이 중성자에 조사되어 방사화 될 경우 강한 방사능을 띠는 물질로 변환되며 이들은 원자로냉각수 내 CRUD와 지속적인 연속치환 작용이 진행되어 원자로냉각수 내 존재하는 CRUD는 대부분 높은 방사능을 가지게 된다. 방사성부식생성물의 생성은 중성자속(Neutron Flux, ϕ), 표적물질의 원자수(The number of atoms of the target isotope, N_i), 방사화단면적

(The cross section for the reaction, σ) 그리고 조사기간(The time of irradiation, T_{irrad})과 같은 인자의 영향을 받는다. 다음 표 2는 원자력발전소에서 생성되는 주요 방사성부식생성물들을 나타내었다.

표 2. 원자력발전소 방사성부식생성물 반응식과 생성원

Nuclide	Half-Life	Reaction	Main Source
3H	12.26 yr	$^{10}B(n,2\alpha)^3H$	Boron in Coolant
		$^6Li(n,\alpha)^3H$	Lithium in Coolant
^{16}N	7.1 s	$^{16}O(n,p)^{16}N$	Water
^{17}N	4.14 s	$^{17}O(n,p)^{17}N$	Water
^{18}F	110 m	$^{18}O(p,n)^{18}F$	Water
^{13}N	9.96 m	$^{16}O(p,\alpha)^{13}N$	Water
^{23}Na	15 hr	$^{23}Na(n,\gamma)^{24}Na$	Impurity in Water
^{41}Ar	1.83 hr	$^{41}Ar(n,\gamma)^{41}Ar$	Air in Water
^{51}Cr	27.8 d	$^{50}Cr(n,\gamma)^{51}Cr$	Steel and Alloy 600
^{54}Mn	312 d	$^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$	Steel and Alloy 600
^{59}Fe	45 d	$^{59}Fe(n,\gamma)^{59}Fe$	Steel and Alloy 600
^{58}Co	71 d	$^{58}Ni(n,p)^{58}Co$	Nickel Alloys
^{60}Co	5.23 yr	$^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$	Stellite and a trace in Nickel Alloys
^{64}Cu	12.9 hr	$^{63}Cu(n,\gamma)^{64}Cu$	17 - 4 pH Steel
^{95}Zr	65 d	$^{94}Zr(n,\gamma)^{95}Zr$	Zircaloy
^{122}Sb	2.7 d	$^{121}Sb(n,\gamma)^{122}Sb$	Pump Seals and Bearings
^{124}Sb	60.2 d	$^{123}Sb(n,\gamma)^{124}Sb$	Pump Seals and Bearings
^{181}W	130 d	$^{180}W(n,\gamma)^{181}W$	Steel Carbides
^{187}W	24 hr	$^{186}W(n,\gamma)^{187}W$	Steel Carbides

부식생성물 중에서 작업종사자의 방사선피폭에 가장 큰 영향을 미치는 방사성 핵종인 ^{58}Co 과 ^{60}Co 은 ^{58}Ni 과 ^{59}Co 가 열중성자의 조사를 받아서 생성되며 특히 ^{60}Co 은 반감기가 매우 길고(약 5.3년) 고 에너지의 감마선을 방출한다. ^{59}Co 은 인코벨과 스테인리스 스틸의 구성성분인 니켈의 불순물로서 존재하거나 내마모성 합금으로 쓰이는 스텔라이트의 기본 구성원소로 함유되어 있다. 원전 방사선 준위 저감화 방법의 하나로서 근원적으로 일차계통 금속재질에 함유되어 있는 ^{59}Co 의 양을 감소시키는 방안들이 널리 연구되고 있으며 수질관리와 더불어 방사선원을 효과적으로 감소시킬 수 있는 방법으로 인정되고 있다.

중수로 원전 일차계통 내 방사성물질의 주요 생성원은 증기발생기 전열관의 부식과 피더관에서의 유체가속부식현상이다. 중수로 증기발생기 전열관 재료로 우리나라에서 운영 중인 중수로를 포함한 대부분 Alloy 800을 사용하고 있다. Alloy 800은 Ni 합금인 Alloy 600과 Alloy 690과는 달리 Ni와 Cr을 다량 함유한 Fe 합금으로써 화학조성(wt%)으로는 Ni : 32.5 ~ 35 %, Cr : 21 ~ 23 %, Fe : 39.5 % 이상이다. 따라서 증기발생기에서의 부식반응으로 인하여 Ni, Cr, Fe와 같은 CRUD가 발생하며, 이러한 CRUD는 높은 열과 표 2에 제시된 방사성 부식생성물 반응으로 인하여 ^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{59}Fe 와 같은 방사성물질이 생성된다. 또한, 중수로 증기발생기 전열관 재료인 Alloy 800은 경수로 증기발생기 전열관 재료인 Alloy 600 (Ni : 72 wt% 이상)보다 Ni 함유량이 적기 때문에 Co 양이 적게 생성됨을 볼 수 있다.

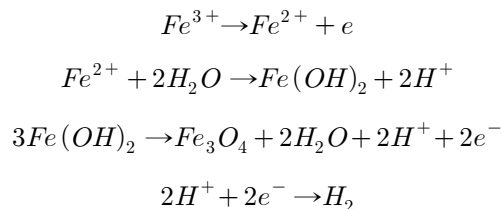
중수로 원전은 경수로 원전과 달리 핵연료 채널과 연결되어 냉각수가 흐르는 배관이 존재하는 데 피더관 또한 방사성물질의 주요 생성원이다. 피더관의 재료로 철에 탄소를 합금한 저탄소강(SA 106 Gr. B)재질로써 C : 0.3wt % 이하, Mn : 0.29 ~ 1.06 %, Cr : 0.4 % 이하 정도 함유되어 있다. 따라서 피더관에서의 유체가속부식반응으로 인하여 Fe, Mn, Cr 등과 같은 CRUD가 발생하며 이러한 CRUD는 표 2에 제시된 방사성부식생성물 반응으로 인하여 ^{54}Mn , ^{51}Cr 등 방사성물질들이 생성된다.

원전 계통 재질의 부식으로 생성되는 부식생성물은 원전의 방사선의 준위를 증가시키는 가장 큰 요인으로서 그 거동은 다음과 같다.

- 계통 재질의 부식
- 부식생성물의 유출
- 노심내부로 이동
- 핵연료 표면으로 침적
- 중성자 조사에 의한 방사화
- 핵연료 표면으로부터 재유출
- 노심 외부로 이동
- 계통 구조물 표면에 재침적

이 외에 노심 구조물이 방사화된 후 부식 또는 마모에 의하여 유출되어 노심 외부에 침적되는 경우도 있다. 일차계통 재질 금속은 정상운전 중 수소기체의 주입에 의한 환원조건을 유지하고 있음에도 불구하고 열역학적으로 불안정하여 보다 안정한 산화물 형태로 변화하려고 한다. 재질금속이 처음 냉각수와 접촉하게 되면 매우 빠르게 부식이 진행된다. 그러나 부식의 진전에 따라 금속표면에 산화 피막이 형성되고 냉각수와 금속재질의 직접적인 접촉이 방해를 받아 부식율이 점차 낮아지며 결국은 부식생성물의 유출과 부식이 평형상태에 도달하게 된다.

부식생성의 화학반응은 냉각재계통의 주 재질중의 하나인 철의 경우는 다음과 같다.



이 밖에도 원자로 냉각재 계통의 구조물 재질로 사용되는 니켈이나 크롬 등도 위의 반응식과 유사한 산화반응을 일으킨다. 금속재질이 부식되는 동안 부식생성

물은 침식이나 용출에 의하여 냉각수로 유출되는데 이렇게 유출된 부식생성물은 노심에서 방사화 되어 원전의 방사선준위를 증가시키는 직접적인 원인이 된다. 원전은 운전 초기의 짧은 기간을 제외하고는 안정한 산화피막의 존재 하에서 운전되므로 산화 보호막이 형성된 후 평형상태에서의 부식과 용해는 원전 방사선 준위 증가에 중요한 요인이 된다[4], [5].

2.5 방사성 부식생성물의 특성

원자로 냉각재계의 냉각수에 노출된 금속재질들은 운전환경에서 형성된 화학적으로 안정된 금속 산화막으로 인해 부식에 대한 저항성을 갖게 된다. 인코넬 합금과 스테인리스 강은 부식율이 상대적으로 낮아 배관 재질로 사용되고 있으나 부식은 발생한다. 일부의 금속산화물은 냉각수로 떨어져 나오거나 용해되어 전 계통으로 이동되어 진다[4], [5].

2.5.1 부식생성물의 존재 형태

원자로 냉각재계통 내에서 누출된 산화물들의 이동현상은 물리화학적으로 매우 복잡한 경로를 통하여 이루어진다. 누출된 물질들은 핵연료 피복관에 침적되어 오랫동안 방사화가 되고 이 방사성부식생성물 중 일부가 원자로 외부로 이동되며 원자로 냉각수 정화계통을 통해서 매우 적은 양의 방사성부식생성물들이 제거된다. 발전소의 일차계통 내에서 침적되는 부식생성물의 화학조성은 상당히 가변적이지만 대부분은 화학적 성분비가 일정하지 않은 비화학양론적 니켈페라이트($Ni_xFe_{3-x}O_4$)이며 이 때 x 값은 주로 0.45 ~ 0.75 사이의 값을 가진다. 농도는 낮지만 일차계통 내에 코발트가 존재한다면 부식생성물의 일반적인 조성은 ($Co_yNi_xFe_{3-x-y}(x+y \leq 1, y \ll x)$)가 된다. 원자로 내에 비등이 일어나는 표면에서는 니켈페라이트의 화학양론수 x 가 1 이상에서 변화하게 되고 NiO 와 $Ni_xFe_{3-x}O_4$ 가 공존하는 것을 나타낸다. 원자로 내부에서 발생하는 환원반응에는 3가 Fe가 아닌 2가 Fe로 환원될 수 있다. 2가 Ni은 쉽게 금속 Ni로 환원될 수 있으나 열역학적 관점에서 보면 2가 Co가 금속 Co로 환원하기 위해서는 정상적

인 원자로 냉각재계통 수화학의 농도보다 매우 높은 용존 수소의 농도가 필요하다.

산화반응에서는 2가 *Fe*는 3가 *Fe*로 산화될 수 있지만 2가 *Ni*이나 2가 *Co*는 더 이상 산화되지 않는다. 그러나 금속 *Ni*이나 금속 *Co*가 존재한다면 이들은 쉽게 2가로 산화될 수 있다. 실제로 기저금속(Base Metal)과 산화 방지막 상부에는 두 개의 침적층이 존재한다. 이 중 안쪽의 영구 침적층은 원자로 정지 시 수화학 변동에 따른 영향이 극히 미비한 영역이며 그 바깥에 있는 침적층은 수화학 조건 변동에 따른 영향이 매우 많이 받는 부분이다. 증기발생기 튜브 안쪽 층이 *Ni-Cr-Fe* 스피넬 부식막인 것에 반하여 핵연료 피복관은 주로 니켈페라이트(Ni-Ferrite)로 이루어져 있다. 바깥층은 대개 모든 부분에서 니켈페라이트로 이루어진다[4], [5].

2.5.2 냉각수나 방사성 핵종의 농도 및 화학적 거동

냉각재나 방사성핵종의 농도는 계통의 재질과 정화계통의 운전에 크게 의존한다. ^{58}Co 과 ^{60}Co 의 농도는 계통재질에서 누출되지만 대부분의 핵종들은 핵연료 표면에서 방사화된 후 누출된다. 일반적으로 냉각수 중의 방사능은 3가지 성분 입자성, 양이온성 및 음이온성으로 구분할 수 있다. 입자 및 이온별 분리실험 결과에 의하면 정상운전 중인 발전소의 냉각수 내 방사성부식생성물 중에서 ^{55}Fe 와 ^{59}Fe 는 입자성으로만 존재하고 *Cr*의 존재가 HCrO_4^- 또는 CrO_4^{4-} 로 존재하기 때문에 ^{51}Cr 은 용해성 음이온 상태로 분리된다. ^{64}Cu , ^{65}Zn 는 대부분 양이온성으로 존재하고 일부만이 입자성으로 존재한다. ^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn 및 ^{56}Mn 은 입자성과 양이온성으로 공존한다[4], [5].

2.5.3 부식생성물의 용해도

부식생성물의 용해도와 관련하여 대부분의 방사성부식생성물을 차지하는 니켈페라이트와 마그네타이트의 용해도는 pH와 온도에 따라 민감하게 변화하는데 냉각수가 계통을 순환함에 따라 온도가 주기적으로 바뀌게 되어 용해도도 주기적으로 바뀌게 된다. 이러한 점을 이용하여 적절한 산성도 조절을 함으로서 노심은

도 범위에서 온도가 증가함에 따라 용해도가 증가하도록 하여 노심 내 침적을 억제케 한다. 1970년대 중반에 이르러서야 부식생성물의 형태를 자철석으로 가정하여 부식생성물의 노심 내 침적을 최소화할 수 있는 pH를 6.9로 설정하였다. 그 이후 설정된 pH 6.9가 냉각수내에서 일정하게 유지하도록 붕산농도에 따라 리튬 농도를 조절하는 방법이 사용되기 시작하였으며, 대부분의 가압경수로 발전소에서는 이 방법을 적용하고 있다. 그러나 주된 부식생성물이 마그네타이트가 아니라 니켈페라이트라는 것이 밝혀짐에 따라 노심 내에서 부식생성물의 침적을 억제하기 위해서는 pH 7.4 이상이 필요한 것으로 나타나 더 높은 리튬 농도조절 방법이 제안되었다. 그러나 리튬 농도의 증가는 계통 재질과 핵연료 피복관의 건전성 보장이 선행되어야 하므로 발전소의 실질적인 고 pH 운전을 위해서는 추가적인 조치를 강구하여야 한다[4], [5].

2.5.4 부식생성물의 자기적 성질

발전소의 주된 방사성핵종은 ^{58}Co , ^{60}Co 이며 이들은 니켈페라이트 (*Ni-Ferrite*)와 유사하게 마그네타이트(Fe_3O_4)의 철 이온(Fe^{++})을 치환시킴으로써 냉각수 내에서 코발트페라이트(CoFe_2O_4)로 존재하거나 Fe, Co, Ni의 금속 형태로 존재한다. ^{58}Ni 은 주로 증기발생기의 수성 재질로부터 방출되는데 증기발생기의 표면적은 노심을 제외한 전 원자로 냉각재계통 표면적의 약 90 % 이상을 차지한다. ^{59}Co 는 ^{60}Co 의 어미핵종으로 인코넬의 불순물 또는 스테라이트의 기본 성분으로 존재하게 된다. Fe, Co, Ni의 합금은 강한 자성을 가진 강자성체이며, 니켈페라이트(*Ni-Ferrite*), 마그네타이트 및 코발트페라이트(CoFe_2O_4)는 페리 자성체로서 비교적 자화상이 큰 자화율을 가진다. 따라서 이들 방사성 입자 및 어미핵종들은 자성을 이용한 필터로 잘 제거될 수 있는 특성이 있다[4], [5].

3. CRUD 거동 메커니즘

용출 및 침식에 의하여 유출된 부식생성물은 이온 또는 부유 입자의 형태로 냉각수 내에 실려 계통을 순환하게 된다. 냉각수는 계통을 순환하면서 온도가 국지적으로 바뀌게 되는데 이에 따라 용해도도 주기적으로 변하게 된다. 이러한 용해도 변화는 부식생성물의 침적에 중요한 역할을 한다. 즉, 용해도가 감소하게 되면 금속 이온들은 침전되어 부유 입자로 바뀌거나 산화막 표면에서 결정을 이루고 반대로 용해도가 증가하게 되면 역현상이 발생한다. 냉각수 내의 부유 입자들은 수 μm 이하의 크기가 대부분으로 전하를 갖고 콜로이드처럼 행동한다.

전하의 중성이 되는 pH를 PZC(Point of Zero Charge)라 하는데 이는 부식생성물 입자의 종류와 냉각수 온도에 따라 달라진다. 계통표면의 산화막도 마찬가지로 전하를 띄게 되는데 부유 입자 전하의 극성과 전위차에 따라 침적물이 결정된다. 이처럼 냉각수내 실려 이동되는 부식생성물들이 핵연료 표면에 침적되면 중성자 조사를 받아 방사성 핵종으로 바뀌어 원전의 방사선 준위를 높이게 된다. 현재 대부분의 PWR에서 작용하고 있는 수질관리 방법은 부식생성물의 노심 내 침적을 억제하는데 주안점을 두고 있다.

용해성 부식생성물들은 냉각수에 의해 이동되며 용해도의 차이에 의해 침적되거나 용해된다. 니켈페라이트의 용해도는 온도, pH, 산화/환원(Redox) 포텐셜등 계통내의 위치에 따라 변화하는 인자들의 영향을 받는다. pH의 경우 위치와 시간에 따라 원자로 운전과 관련된 붕산의 양에 따라 변화하며 산화/환원 포텐셜의 경우도 용존 수소의 농도에 따라 변화한다. 이러한 변화에 따라 용해성 부식생성물의 농도 및 용해도 한계에 따라 침적의 증가와 감소를 가져오게 된다. 그림 5는 위의 요약된 내용을 바탕으로 한 방사성 부식생성물의 발생 및 거동 모델을 도식화하여 나타내었다[2], [3], [5].

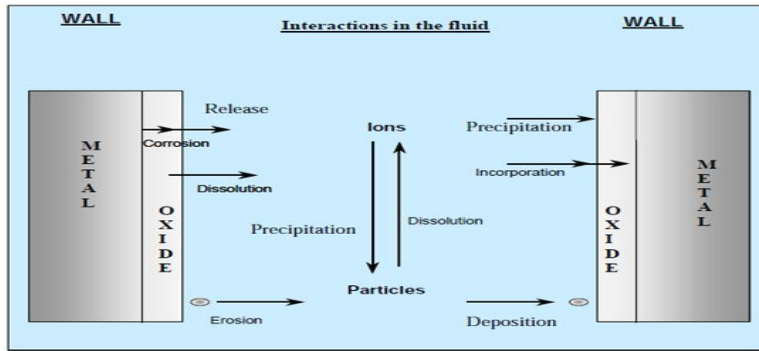


그림 5. 방사성 물질 거동에 대한 메커니즘

3.1 경수로에서의 부식생성물의 거동 메커니즘

PWR 일차 냉각재계통은 대체적으로 Core, Coolant, S/G로 나뉜다. PWR 일차 냉각재계통에서의 부식생성물 거동의 주요 구동력은 냉각수 온도 변화에 따른 용해도의 변화이다. 그림 6은 일차 냉각재계통 내 부식생성물 및 방사성물질의 거동을 나타낸 그림이며, CRUD 형태의 금속불순물이 계통 내의 부품이나 파이프 표면으로부터 응축수 또는 급수로 방출되며 이들은 순환하여 원자로 냉각재계통으로 유입된다.

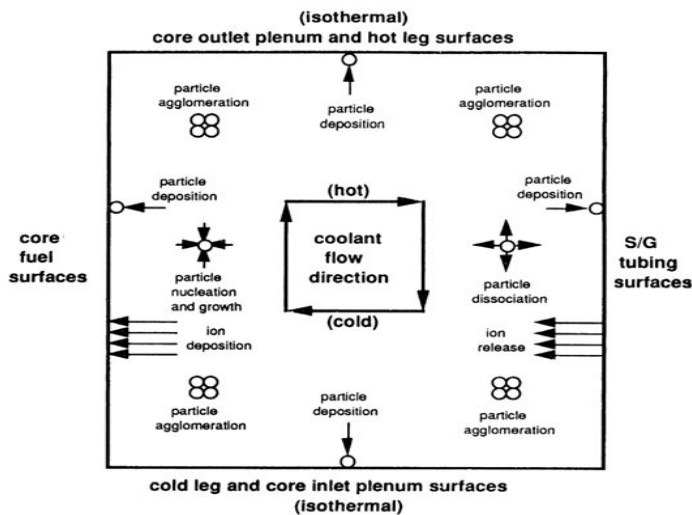


그림 6. PWR 일차냉각계통에서 부식생성물의 거동

금속 이온들은 일차계통 내 부식된 표면으로부터 냉각수로 방출되며 냉각수 내의 포화상태를 초과한 금속이온들은 콜로이드나 산화물 혹은 비산화물형태의 입자성 물질을 형성하게 된다. 가용성 이온들과 CRUD 입자들 사이의 상호작용으로 인하여 냉각수 내 부유물인 CRUD 입자표면에 이온성 물질들이 흡착된다. CRUD와 가용성 물질들은 다양한 메커니즘으로 연료표면에 침전되고 일부분의 물질들은 계통 내로 유출되지 않고 연료표면에 고착되어 존재하게 되고 연료표면의 침전물과 노심 내부 구조물질은 중성자에 의해 방사화 된다. 용해와 마찰 작용에 의해 노심 내부 구조 물질로부터 방사성물질이 방출되며, 수압에 의한 침식과 박리에 의해 연료표면 침적물로부터 방사성물질이 용해된다. 냉각계통 내로 용해된 방사성물질은 산화물의 용해도와 포집제로서 작용하는 금속 부식생성물의 농도에 의해 가용성 및 입자성 물질로 재 분포되며, 이들 방사성물질들은 다양한 상호작용으로 인하여 노심표면 외각에 침전하게 된다. 노심 표면 외각은 저금속부식과 물을 함유하고 있는 CRUD 침전물에 의해 이중층을 형성하게 되며, 표면에서의 산화작용으로 인하여 부식생성물 일부분은 노심표면 외각 산화층으로부터 냉각수 내로 유출된다. 그림 7은 냉각수 온도의 변화에 따른 냉각수 내 부식생성물의 포화상태 변화를 나타내고 있으며, 냉각수 온도가 증가하는 원자로심 내부에서는 원자로심 표면에서 침적되거나 미립자 형태로 응결된 용해성 물질에 대한 이동력이 발생하기 때문에 용해물질은 과포화상태로 존재하게 된다. 반면에 냉각수 온도가 감소하는 증기발생기에서는 용해 물질이 불포화 상태에 있게 되고 증기발생기 표면의 부식생성물과 냉각수 내 미립자가 냉각수로 용해된다. 부식생성물의 거동 메커니즘은 용해, 이동, CRUD의 결정화로 구분 될 수 있으며, CRUD의 결정화는 냉각수의 온도와 화학적 조건에 따라 달라진다.

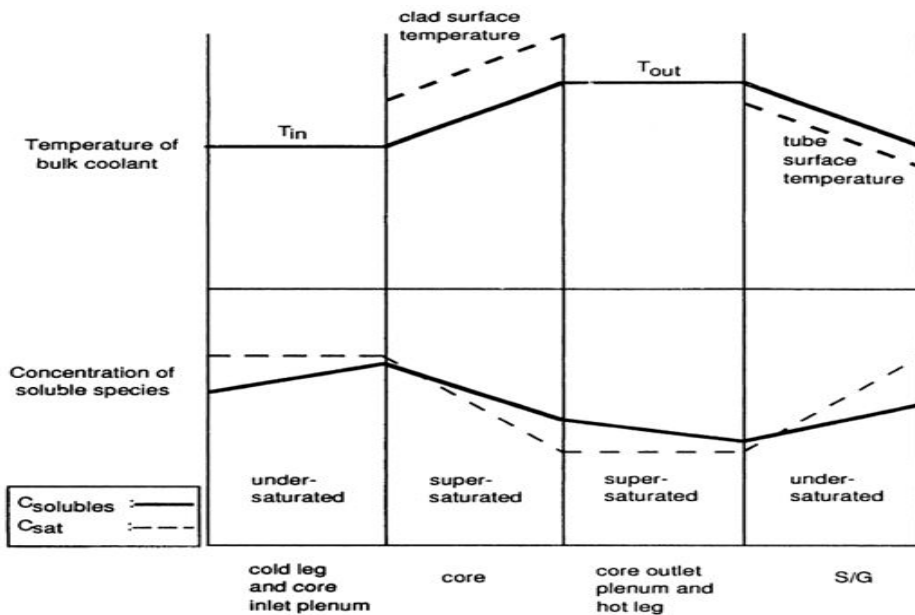


그림 7. PWR 일차냉각재계통에서의 냉각수 온도 및 수용성 종 농도의 상관관계

따라서 불포화 된 노심 외부지역에서 냉각수 내 CRUD는 재질표면에서 용해되어 냉각수 내로 용해되고 과포화 된 노심 내부 지역에서 냉각수 내 CRUD는 노심표면에 침전하는 모습을 볼 수 있다. 침전된 CRUD는 높은 열과 중성자에 의해 방사화되어 이온교환과정을 통해 냉각수 내로 확산 이동하며 동일한 메커니즘에 의해 노심 외부에 침전된다[3], [5], [6].

3.2 중수로에서의 부식생성물의 거동 메커니즘

그림 8은 PHWR에서의 일차 냉각재계통 내 부식생성물 및 방사성물질 거동 과정을 나타낸 그림으로써 부식생성물 및 방사성물질 거동의 기본 원리를 잘 이해할 수 있는 그림이다.

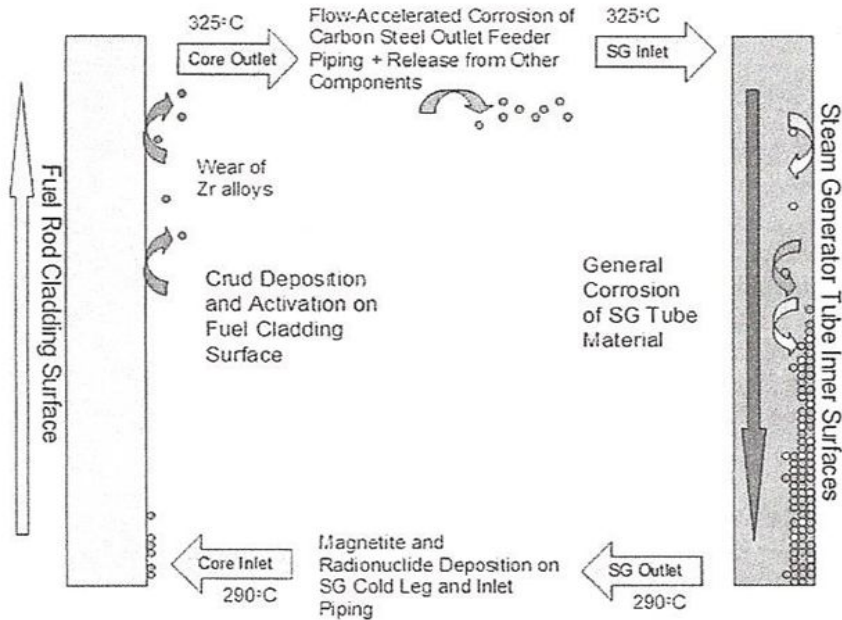


그림 8. PHWR 일차계통 내 부식생성물 거동 메커니즘

탄소강으로 된 피더관 출구에서의 유체가속부식(FAC)은 용해된 철을 일차 냉각재계통 냉각수 내로 방출시키고 냉각수에 용해된 철은 증기발생기 저온관 튜브에서 침전하게 된다. 이 때, 냉각수 온도가 증기발생기 저온관 튜브에서 감소하게 되면 철 산화물인 마그네타이트(Fe_3O_4)의 용해도가 낮아져 FAC 속도가 감소하게 된다. 그에 따라 부식생성물은 침전하게 된다. 피더관 입구, 핵연료장정관 입구에서도 마찬가지로 같은 현상으로 인하여 침전하게 된다. 그리고 일부 부식생성물은 침전되고 냉각수에 용해된 부식생성물은 냉각수에 의해 노심을 지나면서 노심 내 표면에 침전하게 되고 이 후 높은 열과 중성자에 의해 방사화가 되어 방사성물질이 생성된다. 생성된 방사성물질은 냉각수 온도에 따른 용해도 차이 및 수압에 의한 침식과 박리에 의해 노심표면의 침전물들은 냉각수 내로 다시 용해되고 이를 순환하여 일차 냉각재계통 전 영역에 방사성물질로 오염이 된다[7], [8].

3.3 유체가속부식(FAC)와 피더관 관계

3.3.1 유체가속부식 (FAC)

유체가속부식이란 재료가 흐르는 유체환경에 놓일 때 견고한 부동태 피막을 형성하지 못하는 탄소강과 동합금 등에서 전기화학적 과정에 의해 일어나고 흐르는 유체에 의해 가속화된 부식 손상기구이다. 특히, 유체가속부식은 PHWR 피더관 감육의 주원인일 뿐만 아니라 PWR 이차계통 탄소강 배관과 증기발생기 탄소강 지지판 등 내부구조물 등에서의 주요 손상기구이다. 그리고 FAC는 전기화학적 과정으로 일어나는 것으로 pH, 온도, 전기화학적전위, 수질, 합금원소 등 재료성질, 유체속도, 난류 등에 영향을 받는다. FAC는 전기화학적 부식현상으로 써 유체의 흐름에 의해 가속되는 것이다.

FAC는 다음과 같은 과정을 통해 발생한다. 배관 재료인 탄소강이나 저합금강 표면의 산화 보호피막이 흐르는 유체 속으로 용해되어 산화막이 점점 얇아짐에 따라 재료의 부식 억제능력이 감소되어 금속의 부식률이 유체가 정지되어 있을 때 보다 증가하게 된다. 산화막이 녹는 용해율과 산화막이 생성되는 금속의 부식률이 같아지는 정상상태가 되어 일정한 부식률이 유지된다. 그 결과 산화막 하부에 있는 모재에서의 부식이 지속되어 감육(Wall Thinning)현상을 일으킨다.

그림 9는 흐르는 고온수 환경에서 탄소강 또는 저합금강 표면에서 일어나는 FAC의 진행과정을 도시적으로 보여준다. 재료표면에 존재하는 외부산화물 층과 내부산화물 층의 2개의 산화물 층이 흐르는 고온수 유체에 노출될 때 FAC 현상은 금속표면의 다공성 철산화물인 마그네타이트(Fe_3O_4) 층에서 일어나는 일련의 두 가지 과정으로 나뉠 수 있다.

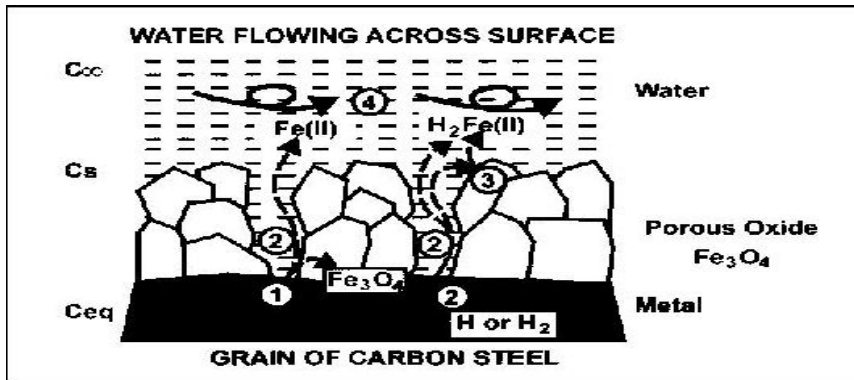


그림 9. 탄소강, 저합금강 표면 FAC 진행과정 계략도

첫 번째 과정은 산화막/용액 계면에서 용해성인 철(Fe) 이온들이 생성되는 반응이다. 정상상태의 반응에서는 산화막의 두께와 다공성을 일정하게 유지된다. 산화막/용액 계면에서의 마그네타이트 용해율은 금속/산화막 계면에서 마그네타이트의 생성율과 같아야만 한다. 두 번째 과정은 생성된 철 이온이 확산경계층을 지나 용액 속으로 전달되는 과정이다. 철 이온은 확산경계층을 통해 용액 속에서 매우 빠른 속도로 확산되며, 전체 용액 속의 철 이온농도는 산화막/용액 계면에 비하여 매우 낮은 정도가 된다. 이러한 조건하에서 부식률은 산화막/용액 계면을 흐르는 용액의 속도가 증가할수록 증가하게 된다. 일반적으로 위와 같이 철 이온의 산화막을 통과하는 확산반응이 FAC 속도를 결정한다[1], [7], [9].

3.3.2 피더관 (Feeder Pipe)

피더관은 가압중수로의 핵연료 채널과 연결되어 약 310°C의 중수 일차 냉각수가 흐르는 배관이다. 우리나라 월성 원자력발전소에서 피더관은 입구 측 380개, 출구 측 380개의 배관으로 구성된다. 중수는 원자로 노심을 통과해서 흐르며 출구 측 피더관은 고온의 중수를 증기발생기로 수송한다. 입구 측 피더관은 증기발생기에서 열을 전달하고 돌아온 냉각수를 원자로 노심으로 다시 수송한다. 즉, 피더관은 중수로 원전의 주 열수송계통의 구성요소로서 핵분열에 의해 생성된 열을 제거하기 위해 핵연료 채널(압력관)을 지나는 가압 중수를 수송하는 역할을

한다. 여러 피더관 중 출구관 하부 피더관(outlet feeder)의 일차 및 이차 곡관부가 유체가속부식에 기인한 감육현상에 가장 취약하다고 알려져 있다. 피더관 배관의 재료는 SA 106 Gr. B 저탄소강이며, 무게목관으로 제작된다. SA 106 Gr. B의 화학조성은 C-Mn 일반 탄소강으로 C : 0.3wt % 이하, Mn : 0.29 ~ 1.06 %, P, S : 0.035 % 이하, Si : 0.1 % 이하, Cr : 0.4 % 이하, Cu, Ni : 0.4 % 이하, Mo : 0.15% 이하, V : 0.08 % 이하이다. 피더관에서는 다양한 부식열화 현상(유체가속부식, 마멸부식, 응력부식균열 등)이 발생한다.

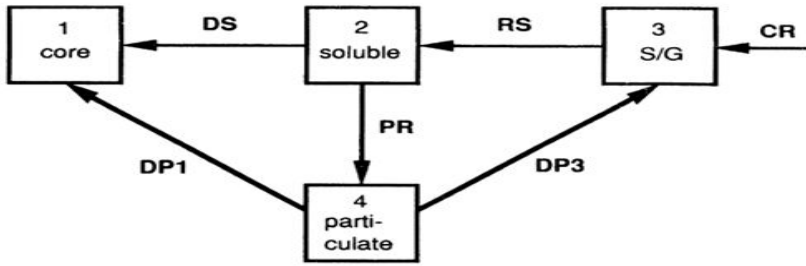
중수로 피더관 내에서의 배관 감육현상은 두 가지 관점에서 관찰해볼 수 있다. 첫 번째 전기화학적 전위에 기인한 수화학적 현상과 두 번째 유체에 의한 질량 전달 및 벽면 전단응력과 같은 수력학적 현상이다. 이들 현상들은 서로 상관되어 중수로 피더관 감육을 유발한다. 전자는 주로 FAC, 후자는 주로 침부식과 관련된다. 특히, 중수로 피더관 감육의 주요 원인으로 알려진 손상기구는 유체가속부식이다. FAC는 엄격히는 흐르는 유체로 조장되어 발생하는 전기화학적 과정의 부식으로 유동조건 하에서 가용성 산화막의 급속한 용해로 인한 물리적 현상인 침부식 현상과 연결된다. 침식현상은 높은 속도로 흐르는 유체가 배관벽면을 직접적으로 침식하거나 유체에 의해 가해지는 전단응력에 의해 보호막이 제거되는 기계적인 과정으로 유속 및 전단응력과 같은 수력학적 인자의 영향을 받는데 높은 전단응력은 배관내부의 벽면에서 수직인 방향으로의 속도구배가 크다는 것을 의미한다. FAC에 영향을 미치는 온도, pH 그리고 재료의 화학조성과 같은 수화학적 및 재료적 인자와 유속 및 전단응력과 같은 수력학적 인자로 나누어진다. 그 중 수화학적 인자는 유체가 유동하는 배관내부 표면에 균일하게 영향을 미치는 반면, 배관의 형상에 따라 배관내부의 유속이 변하는 현상으로 인해 국부적인 위치에 따라 변화하게 된다. 그러므로 피더관의 FAC에 의한 국부적인 감육에 영향을 미치는 가장 주요한 인자는 수력학적 인자라 할 수 있다[1], [7], [9].

4. CRUDTRAN 코드 분석

4.1 CRUDTRAN 코드 소개

CRUDTRAN 코드는 EPRI에서 개발한 CRUDSIM 코드와 MIT에서 개선한 CRUDMIT 코드를 수정하여 KAERI에서 개발한 코드이며, 가압경수로의 일차 냉각재 계통에서 부식생성물과 ^{58}Co , ^{60}Co 과 같은 방사성핵종의 거동을 분석 및 예측을 위한 전산 코드이다. CRUDTRAN 코드는 용해도 차이, 이동력 및 그 외 경험적인 변수들에 기초하여 부식생성물의 이동을 예측하며, 부식생성물 이동 시 냉각재 화학변화에 따른 영향을 잘 해석한다. CRUDTRAN 코드에서는 원자로심, 냉각재, 증기발생기 3 개의 주요 구역으로 나뉘어 평가한다.

일차 냉각수에서 CRUD의 이동력은 계통 내 냉각재 온도의 변화 및 그에 따른 부식생성물 용해성 변화에서 발생한다. 일차 냉각재 계통 주위의 냉각수 온도 변화함에 따라 냉각수내의 부식생성물의 포화상태 또한 변화한다. CRUDTRAN 코드로 인한 평가로 인한 결과값과 국내원전에서의 실측 데이터와 비교함으로써 평가된다. 다음 그림 10은 CRUDTRAN 코드에서 적용하고 있는 CRUD 거동에 대한 네 가지 노드화 모델을 나타낸 그림이다.

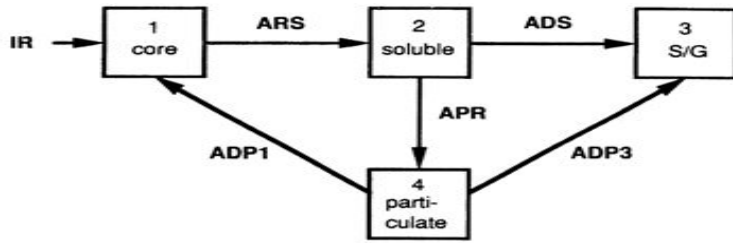


- CR = corrosion rate in S/G
- RS = crud release rate as soluble species in S/G
- DS = crud deposition rate as soluble species in core
- PR = crud precipitation rate in the coolant
- DP1 = crud deposition rate as a particulate in core
- DP3 = crud deposition rate as a particulate in S/G

그림 10. CRUDTRAN : CRUD 거동에 대한 네 가지 노드화 모델

CRUD는 증기발생기 튜브 표면에서 생성되어 증기발생기 경계층을 통하여 냉각수 내로 용해된다. 냉각수로부터 노심 내 핵연료 표면 경계층을 통하여 핵연료 표면으로 이동하여 핵연료 표면에서 CRUD의 침적, 침전, 결정화가 일어난다.

다음 그림 11은 CRUDTRAN 코드에서 적용하고 있는 방사성물질 거동에 대한 네 가지 노드화 모델을 나타낸 그림이다.



- IR = activity production rate in core
- ARS = activity release rate as soluble species in core
- ADS = activity deposition rate as soluble species in S/G
- APR = activity precipitation rate in the coolant
- ADP1 = activity deposition rate as a particulate in core
- ADP3 = activity deposition as a particulate in S/G

그림 11. CRUDTRAN : 방사화 물질 거동에 대한 네 가지 노드화 모델

노심 내 침전된 CRUD는 중성자에 의해 방사성물질이 생성되며 생성된 방사성 물질은 핵연료 표면 경계층을 통하여 냉각수 내로 용해된다. 냉각수로부터 증기발생기 세관 표면 경계층을 통하여 세관 표면으로 이동하게 되며, 이는 증기발생기 세관 표면에서의 결정화를 이룬다[6].

4.2 CRUDTRAN 코드 구동 인자

CRUDTRAN 코드의 실행을 위한 입력 자료는 크게 11그룹으로 나눌 수 있으며, 현장에서 확보할 수 있는 입력 자료와 실험적 및 수치적으로 구할 수 있는 입력 자료로 나눌 수 있다. 그룹의 인자들은 표 3과 같다.

표 3. CRUDTRAN의 구동인자

Calculation Parameter	DAYS : duration of operation (day)
	IN : time step size of numerical calculation (day)
	NTMA : number of time per printing output
	NTS : number of meshes in numerical integration of solubility by temperature
	BETAC : crud transport factor in CRUDTRAN

	BETAA : activity transport factor in CRUDTRAN
Plant Operating Condition	<p>BORON : concentration of boron (<i>ppm</i>)</p> <p>ALIT : concentration of LiOH (<i>ppm</i>)</p> <p>CH2 : hydrogen content (<i>cc/kg-H₂O</i>)</p> <p>FLOW : coolant flow rate (<i>kg-H₂O/day</i>)</p> <p>TIN : core inlet temperature ($^{\circ}\text{C}$)</p> <p>TOUT : core outlet temperature at full power ($^{\circ}\text{C}$)</p> <p>DTBL1 : temperature differences across boundary layer in core at full power ($^{\circ}\text{C}$)</p> <p>FPUR : bypass flow rate of purification system (<i>kg-H₂O/day</i>)</p> <p>DEN : density of average coolant (<i>kg/m³</i>)</p> <p>VIS : viscosity of average coolant (<i>n · sec/m²</i>)</p>
Initial Conditions	<p>IH : initial crud inventory in core (<i>kg-Fe</i>)</p> <p>IC : initial crud inventory in S/G (<i>kg-Fe</i>)</p> <p>AH1 : initial ⁶⁰Co activity in Core (Ci)</p> <p>AH2 : initial ⁵⁸Co activity in Core (Ci)</p> <p>AC1 : initial ⁶⁰Co activity in S/G (Ci)</p> <p>AC2 : initial ⁵⁸Co activity in S/G (Ci)</p> <p>AD1 : initial ⁶⁰Co activity in purification system (Ci)</p> <p>AD2 : initial ⁵⁸Co activity in purification system (Ci)</p>
Option	<p>IREF : refuelling of fuel assemblies</p> <p>IPAR : particulate precipitation in coolant</p> <p>NRF : No. of refuelling times</p> <p>RF(i) : Refuelling time (<i>day</i>)</p>
Output Print Option	INPRIN : print of input data and detailed output
Plant Geometry	<p>DE1 : hydraulic diameter of core fuel channel (<i>m</i>)</p> <p>DE3 : hydraulic diameter of S/G tube (<i>m</i>)</p> <p>AR1 : surface area of core (<i>m²</i>)</p> <p>AR3 : surface area of S/G (<i>m²</i>)</p> <p>AF1 : coolant flow area in core (<i>m²</i>)</p> <p>AF3 : coolant flow area in S/G (<i>m²</i>)</p>
Diffusion Coefficients	<p>DSOL : diffusion coefficient of soluble (<i>m²/sec</i>)</p> <p>DPAR : diffusion coefficient of particulate (<i>m²/sec</i>)</p>
Radioactivity parameters	<p>ALPH1 : cobalt-60 production rate in core (<i>Ci/kg-Fe.day.%power</i>)</p> <p>ALPH2 : cobalt-58 production rate in core (<i>Ci/kg-Fe.day.%power</i>)</p> <p>LAMD1 : decay constant of cobalt-60 (<i>day⁻¹</i>)</p>

	LAMD2 : decay constant of cobalt-58 (day^{-1})
Recoil Release	RR58 : fractional recoil release of cobalt-58 produced by (n,p)
	RR60 : fractional recoil release of cobalt-60 produced by (n,p)
Crystal Growth and Dissolution	HCRYSC : crystal growth coefficient of corrosion product in core (m/sec)
	HCRYSA : crystal growth coefficient of activity in S/G (m/sec)
	HDISSC : dissolution coefficient of corrosion product in S/G (m/sec)
	HDISSA : dissolution coefficient of activity in core (m/sec)
Other Parameters	CR : corrosion rate of S/G tube (kg/day)

4.2.1 Calculation Parameter

계산 인자 값으로써 평가될 주기, 코드 출력 값으로써 소수점 자리표기 및 시간 간격 등을 설정하는 인자이다. CRUDTRAN에서 결정된 거동 인자는 냉각수 내 부식생성물과 방사성물질의 거동률을 나타내며, 이는 부식생성물과 방사성물질의 생성과 거동에 관하여서 중요한 인자이다. CRUD의 이동 메커니즘은 용해, 이동, CRUD의 결정화로 구분 될 수 있으며, CRUD의 결정화는 냉각수 온도와 화학적 조건에 따라 달라진다. 각 구역에 대한 용해성 부식생성물 및 방사성물질의 균형 방정식(Balance Equation)은 다음과 같이 간단하게 표현될 수 있다.

$$\frac{dI_1}{dt} = k_1(S_2 - S_1) \quad (1)$$

$$\frac{dI_2}{dt} = k_3(S_3 - S_1) - k_1(S_2 - S_1) \quad (2)$$

$$\frac{dI_3}{dt} = CR - k_3(S_3 - S_2) \quad (3)$$

$$\frac{dA_1}{dt} = -\lambda A_1 - \alpha P I_1 - k_1^a \left(\frac{A_1}{I_1} S_1 - \frac{A_2}{I_2} S_2 \right) \quad (4)$$

$$\frac{dA_3}{dt} = -\lambda A_3 - k_3^a \left(\frac{A_2}{I_2} S_2 - \frac{A_3}{I_3} S_3 \right) \quad (5)$$

$$\frac{dI_2}{dt} = 0 = k_3(S_3 - S_3) - k_1(S_2 - S_1) \quad (6)$$

$$S_2 = \frac{k}{(k_1 + k_3)} S_1 + \frac{k_3}{(k_1 + k_3)} S_3 \quad (7)$$

(2), (6), (7)을 이용하여 정리하면 (8)과 같다.

$$\frac{dA_2}{dt} = 0 = -\lambda A_2 + k_1^a \left(\frac{A_1}{I_1} S_1 - \frac{A_2}{I_2} S_2 \right) - k_1^a \left(\frac{A_2}{I_2} S_2 - \frac{A_3}{I_3} S_3 \right) \quad (8)$$

이는 (9)와 같이 표현할 수 있다.

$$\frac{A_2}{I_2} S_2 = \frac{k_1^a A_1}{(k_1^a + k_3^a) I_1} S_1 + \frac{k_3^a A_3}{(k_1^a + k_3^a) I_3} S_3 \quad (9)$$

(5)를 (1)과 (3)에 대입하여 정리하면 (10)과 (11)로 나타낼 수 있다.

$$\frac{dI_1}{dt} = \frac{k_1 k_3}{k_1 + k_3} (S_3 - S_1) \quad (10)$$

$$\frac{dI_3}{dt} = CR - \frac{k_1 k_3}{k_1 + k_3} (S_3 - S_1) \quad (11)$$

(10)과 (11)을 (5)와 (6)에 대입하면 (12)와 (13)과 같다.

$$\frac{dI_1}{dt} = \frac{k_1 k_3}{k_1 + k_3} (S_3 - S_1) \quad (12)$$

$$\frac{dI_3}{dt} = CR - \frac{k_1 k_3}{k_1 + k_3} (S_3 - S_1) \quad (13)$$

(12)와 (13)을 Crystal Growth와 Diffusion Coefficient 그리고 Mass Transfer Factor등을 고려하면 CRUDTRAN코드의 중요한 인자인 Crud Transport Factor를 나타내는 (14)와 Activity Transport Factor를 나타

내는 (15)를 얻을 수 있다.

$$\beta_c = \left(\frac{k_1 k_3}{k_1 + k_3} \right) \frac{\rho H_2 O}{F} \quad (14)$$

$$\beta_a = \left(\frac{k_1^a k_3^a}{k_1^a + k_3^a} \right) \frac{\rho H_2 O}{F} \quad (15)$$

여기서, I_i = i지점에서의 에서의 철의 양(kg-Fe)

S_i = i지점에서의 철의 용해도(kg-Fe/kg- H_2O)

A_i = i지점에서의 방사선 양(Ci)

k_1 = 코어 내 CRUD의 Mass Transfer Factor(m^3/sec)

k_3 = S/G 내 CRUD의 Mass Transfer Factor(m^3/sec)

λ = 붕괴상수(sec^{-1})

CR = S/G Tubing의 Corrosion Rate(kg/sec)

F = 계통수의 유속(kg- H_2O/sec)

$\rho H_2 O$ = Coolant Density(kg/ m^3)

P = 출력(%)

4.2.2 Plant Operating Condition & Geometry

발전소 운전 조건으로써 해당 발전소를 선정하고 발전소 자료를 바탕으로 인자 값들을 입력하여야 한다. 코드에 적용되는 발전소 운영 조건으로 Boron, LiOH, 수소의 농도, 냉각수 유량, 밀도, Core 온도, 정화 효율 등이 코드 입력 값에 적용된다. 발전소의 기하학적 조건으로써 평가 될 발전소를 선정하여 해당 발전소를 바탕으로 인자 값들을 입력한다. 그에 따른 인자 값으로는 Core와 S/G의 수력학적 지름, 표면 면적, 일차계통 냉각수가 접촉하는 Core, S/G 표면의 면적 등이 있다.

4.2.3 Diffusion Coefficient

PWR 일차냉각계통에서의 부식생성물(수용성 및 미립자)의 물질 거동을 계산하기 위해서는 확산계수는 필수적이다. 주요 관심은 고온인 냉각수 내 철, 코발트, 니켈 형태의 전이 금속의 수용성 이온물질, 전이 금속 산화물과 같은 형태의 미립자 물질이다.

4.2.3.1 Soluble Diffusion Coefficient

수용성 이온의 확산계수를 계산하기 위해 전해질의 전도도를 그 이온들의 확산계수와 연결해주는 Nernst-Einstein 방정식을 사용하여 구할 수 있으며, 식은 다음과 같다.

$$D_a = \frac{RT}{F^2} \frac{\lambda_a}{|Z_a|} \quad (16)$$

4.2.3.2 Particle Diffusion Coefficient

그리고 입자의 확산계수를 평가하기 위해 확산계수와 마찰계수 또는 매질의 점성도 사이의 관계를 나타내는 Stoke-Einstein 방정식을 사용하여 구할 수 있으며, 입자들의 절대적인 유동성은 전해질의 점도 및 입자 크기에 대한 유체 역학적 마찰에 의해 결정된다. 식은 다음과 같다.

$$D_p = \frac{\kappa T}{4\pi\mu r_p} \quad (17)$$

여기서, D_a = Diffusion coefficient for a soluble species (m^2/sec)

R = Gas constant ($8.31J/mole K$)

T = Absolute temperature (K)

F = Faraday's constant ($96,500 c/g.equiv$)

λ_a = Limiting ionic conductance ($cm^2/\Omega.equiv$)

Z_a = Charge value of anion and cation

D_p = Diffusion coefficient for a particle

κ = Boltzmann constant ($1.38 \times 10^{-23} J/K$)

r_p = Radius of the particle (m)

μ = Viscosity ($N.sec/m^2$)

4.2.4 Radioactivity Parameter

CRUDTRAN 코드에서 평가되는 주요 방사성 핵종으로는 Co^{58} , Co^{60} 이다. 따라서 이러한 핵종들을 평가하기 위해 Core 내 Co^{58} , Co^{60} 의 생성율을 계산하여야 한다. 중성자 방사화 인자 α 는 Co^{58} , Co^{60} 의 생성율을 나타내고 α 를 계산하기 위해서는 중성자 스펙트럼 $\phi(E)$ 과 에너지 함수로써 $\sigma(E)$ 의 해당 Cross-Sections이 요구된다.

4.2.4.1 Co^{60} activation factor, α^{60} , (Ci/kg-Fe.day.%power)

노심 내의 Co^{60} 의 생성률은 다음과 같이 표현된다.

$$\alpha^{60} P I_1 = F^{60} N_{Co^{59}} (\sigma_a^{59} \phi)$$

여기서, F^{60} = Conversion factor (Ci-sec/ Co^{60} atom-day)

$N_{Co^{59}}$ = Number of Co^{59} atoms per kg-Fe in the core crud

4.2.4.2 Co^{58} activation factor, α^{58} , (Ci/kg-Fe.day.%power)

노심 내의 Co^{58} 의 생성률은 다음과 같이 표현된다.

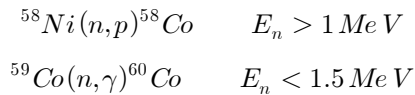
$$\alpha^{58} P I_1 = F^{58} N_{Ni^{58}} (\sigma_{np}^{58} \phi)$$

여기서, F^{58} = Conversion factor (Ci-sec/ Co^{58} atom-day)

$N_{Ni^{58}}$ = Number of Ni^{58} atoms per kg-Fe in the core crud

4.2.5 Recoil Release

방사성 붕괴에 있어서 운동량 보존의 법칙이 성립하며 고속중성자와 반응 핵은 상당한 에너지와 함께 되튐효과를 낸다. 즉, Core 내 CRUD와 방사성 핵종들은 즉시 냉각수로 방출될 가능성이 있으며, 방사성물질 중 주요 핵종의 반응식은 다음과 같다.



다른 변수로는 Core Crud 내 Ni^{58} , Co^{59} 와 같은 원소들의 수밀도가 필요하다. 이러한 원소들은 S/G 튜브와 파이프에서 방출되어 Core 내로 다양한 비율로 침전한다. 그 이유는 이러한 원소들의 용해 및 침전하는 특징들이 각각 다르기 때문이다. 그리고 전하를 띤 입자가 물질에 입사한 뒤 물질 속의 많은 원자들과 부딪혀 에너지를 잃고 마침내 정지하기까지 진행한 거리를 핵종의 도달거리라고 하며, 도달거리는 되튐된 매질의 밀도와 핵종의 되튐 에너지를 통하여 구할 수 있으며, 이러한 되튐된 핵종이 도달거리를 구함으로써 되튐된 핵종 방출 확률을 계산할 수 있다.

4.2.6 Crystal Growth and Dissolution

1. 결정체 성장

수용성 부식생성물의 침전은 2단계를 통해 발생한다.

- 금속 표면 근처의 수용액으로부터 이온 성 부식생성물이 이동
- 금속 표면과 냉각수 계면에서 수용성물질의 결정화

PWR 운전 조건에서 연료 표면 내 형성된 산화막은 주로 작은 니켈페라이트 결정체로 구성되어있다. 이는 금속 표면 계면에서의 수용액과 냉각수는 포화상태라고 가정한다. 따라서 냉각수 내 수용성물질이 과포화상태가 될 때 수용성물질은

경계층을 통하여 경계면으로 이동하게 되고 이온 성 부식생성물은 금속 표면과 경계면에 결정체를 이루거나 침전하게 된다. 수용성 부식생성물의 결정화률은 결정화 상수 및 포화농도에 따라 나타낼 수 있으며, 결정화 상수는 온도, 불순물의 존재, 표면장력, 방사능 에너지 장벽과 같은 변수에 의해 계산된다.

2. 용해

이온 성 부식생성물은 2 가지 방법으로 냉각수 내로 용해된다.

- 표면 산화막과 냉각수 내 사이의 경계면에서 이온 성 부식생성물의 용해
- 경계층에 따라 이온 성 부식생성물의 이동

부식생성물의 용해는 수용성 부식생성물의 결정화 과정과 반대이다. 이는 표면 산화막과 냉각수 경계면에서의 수용성 물질이 포화상태라고 가정한다. 따라서 냉각수 내 수용성 물질이 불포화상태일 때 경계면에서의 수용성물질은 경계면에 걸쳐 냉각수로 이동하고 산화막 내 부식생성물은 경계면에서의 포화상태인 조건하에 냉각수로 다시 용해된다.

부식생성물의 용해는 화학 반응의 일종이다. 따라서 부식생성물은 여러 형태로 표면 산화막의 계면에 존재할 수 있다. 이는 부식생성물의 전체적인 용해 동역학을 평가할 수 있는 화학 반응의 다양성을 고려해야 한다. 따라서 용해상수는 온도, 용해의 방사능 에너지 장벽, 경계면에서의 물리적 및 화학적 조건에 의하여 계산된다[6].

4.3 코드 선정 및 배경

본 논문에서는 PWR 원전 내 일차계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성물질의 거동을 예측하는 선원항 평가 코드인 CRUDTRAN을 선정하여 평가하였다. CRUDTRAN 코드는 기존의 다른 평가 코드들에 비해 간단한 메커니즘을 가지고 있으며, 다른 코드들과 결과값을 비교하였을 때 정확한 결과를 보여주는 장점으로 CRUDTRAN 코드를 선정하였다. 또한, CRUDTRAN 코드는 용해도, 이동성 및 그 외 원전의 경험적인 변수들에 기초하여 부식생성물의 거동을 예측하며, 부식생성물 거동 시 냉각수 화학변화에 따른 평가가 가능하다. 따라서 본 논문에서는 CRUDTRAN 코드를 활용하여 가압경수로(고리 1호기), 가압중수로(월성 1호기)를 대상으로 모델링한 결과값을 고리, 월성 1호기 현장 자료와 비교하여 유사성을 확인 후 신뢰도를 얻어 향후 체체선원항 예측 연구에 기여하고자 한다.

5. 국내 원전에서의 적용

5.1 경수로 원전 적용

앞에서 언급한 바와 같이 본 연구에서는 국내 원전 중 고리 1호기의 수화학 자료 및 일차계통 관련 자료 등을 취합하여 특정 주기를 선정하고 CRUDTRAN 코드를 이용하여 모델링 하였다. 이 후 발전소 내 일차계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성물질의 거동에 대해서 비교, 분석 하였다. 여기서 특정 주기는 고리 1호기 상업 운전개시일(1978년)부터 전주기에 대해 평가하였으며, 시간에 따른 방사성물질 재고량을 평가 하였다.

코드의 유사성을 검증하기 위하여 한수원에서 자체 측정된 자료에서 제시된 운전 중 각 연도별 (2006 ~ 2015년 사이)동안의 ^{58}Co , ^{60}Co 의 평균 실측값과 CRUDTRAN 코드에서 계산 된 평균 계산값을 비교 검증하여 신뢰성을 평가 하였다. CRUDTRAN 코드에 필요한 인자는 총 50여 개 정도이며, 이 인자들의 확보를 위하여 한수원에서 제공한 고리 1호기의 실측 자료들을 비롯한 각종 보고서를 참고하여 인자들을 확보하였다. 또한, 모델링에 필요하지만 확보하지 못한 인자들은 동일한 타입의 PWR 원전인 프랑스의 CRUAS 원전의 수치를 적용하였다. 다음 표 4는 고리 1호기와 CRUAS 원전의 유사함을 증명하기 위해 정리한 표이다.

표 4. 고리 1호기와 CRUAS 원전의 비교

	고리 1호기	CRUAS
개발기구	Westinghouse	Westinghouse/EDF
원자로 유형	PWR	PWR
상업운전 개시일	1978년 4월	1984년 9월
설비용량	587 MW	915 MW
원전연료	저농축 우라늄	저농축 우라늄
감속재/냉각재	경수/경수	경수/경수
핵연료봉 구성 물질	Zirlo+Zircaloy-4	Zircaloy-4
S/G 구성 물질	Alloy-600	Alloy-600
냉각재 배관 구성 물질	SA-351	304 S.S

현재 PWR 원전에서의 생성되는 부식생성물의 주요 발생 지역은 S/G 전열관이다. 따라서 비교 대상인 고리 1호기와 CRUAS 원전의 S/G 전열관 재료는 Ni-Cr-Fe 합금인 Alloy-600으로 주요 합금 원소로써 내식성이 강하고 기계적 특성이 우수한 재료이나 원전 가동조건인 고압, 고온 조건에서 장기간 사용됨에 따라 부식이 일어나는 특성이 있다.

5.2 중수로에서의 CRUDTRAN 적용 가능성

CRUDTRAN 코드는 가압 경수로 형 원자로의 일차냉각재계통에서 용해성 및 입자성 부식생성물의 거동과 방사능과의 상관관계에 대한 부식을 예측하기 위해 개발된 코드이다. 따라서 CRUDTRAN 코드를 이용하여 경수로 원전뿐만 아니라 중수로 원전에서도 적용되는지에 관하여 추가적인 연구가 필요하다. CRUDTRAN 코드는 주로 노심, 냉각수, 증기발생기 내의 방사성물질 거동을 평가하는 코드로써 중수로에 적용하는데 있어서 큰 문제는 없는 것으로 사료된다. 그 이유는 CRUDTRAN 코드 구동 인자 값들을 분석해보면 경수로와 중수로의 유사성을 확인할 수 있다. 예를 들어 원전 운전 조건(Core 입·출구에서의 온도, 일차계통 내 냉각수의 유량·점도·밀도 등), 원전의 기하학적 조건(Core·S/G의 수력학적 지름, 표면 면적, 냉각수가 접촉하는 Core·S/G 표면의 면적 등)들이 중수로 원전 형태로 적용되면 코드를 구동할 수 있다고 판단하였다. 반면 중수로 원전은 일차 냉각재 순환계통과 감속재 순환계통이 별도로 있으며, 중수로의 원자로용기에 해당하는 칼란드리아 내에서 핵연료다발이 채워진 압력관이 수평으로 누워져 있는 것이 특징으로 경수로 원전과 차이가 있다. 따라서 칼란드리아를 제외한 부분의 평가는 해석이 가능할 것으로 판단할 수 있으며, 현재 칼란드리아 내 방사성물질의 거동에 미치는 영향은 조사 중에 있으므로 향후 추가적인 자료 확보를 통하여 보완할 계획이다. 그 외에도 냉각수가 서로 경수와 중수로 다르기 때문에 냉각수에서의 온도변화에 따른 방사성물질 예측에 신중할 필요가 있다고 판단된다. 경수로 원전과 중수로 원전에서 발생하는 방사성물질이 서로 다르고 또한, 나머지 일차계통 및 이차계통은 경수로와 유사하고 경수로 원전과 중수로 원전에서 일차냉각재계통 내 냉각수의 유동의 방향과 순환주기가 같으므로 CRUDTRAN 코드를 통한 중수로 선원항 평가는 가능하다고 판단하였다.

중수로의 경우 경수로와 달리 배관 및 증기발생기 등의 재질이 탄소강과 Alloy-800 등을 기기별로 달리 사용하기 때문에 주요기기별로 고온에서의 부식에 따른 취약성 연구가 병행하여 수행되어야 한다. 이번 논문을 진행하는데 있어서 발전소 현장에서의 데이터 확보에 관하여 많은 어려움이 있었다. 따라서 데이터를 이용한 코드를 구동하여 평가하는데 있어서 신뢰성을 구축하는데 부족함이 있다. 따라서 향후, 국내 중수로 원전에서의 부식생성물 예측연구를 수행하기 위한 실제 원전 현장 데이터 확보의 중요성이 매우 절실하다.

5.3 중수로 원전 적용

월성 1호기의 수화학 자료 및 일차계통 관련 자료 등을 한수원에 의해 취합하였으며, 이를 바탕으로 CRUDTRAN 코드를 이용하여 특정주기를 선정하고 모델링 한 후, 발전소 내 일차계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성물질의 거동에 대해서 비교, 분석 하였다. 평가되는 특정 주기는 월성 1호기 상업운전개시일(1983년)부터 전주기에 대해 평가하였으며, 시간에 따른 방사성물질 재고량을 평가 하였다. 그리고 코드의 유사성을 검증하기 위하여 현장자료에 제시된 1998 ~ 2004년 사이 각 년도의 일차계통 냉각수 내 방사성물질인 ^{58}Co , ^{60}Co 의 평균 실측값과 CRUDTRAN 코드에서 계산된 1998 ~ 2004년 사이 각 년도에서의 ^{58}Co , ^{60}Co 의 평균 계산값을 비교 검증하여 신뢰성을 평가 하였다.

5.4 계산 결과

부식생성물의 방사능은 기하학적 조건 및 화학적 조건에 따라 달라지며, 원자로의 가동 조건은 방사성 핵종의 유형, 포화 준위, 냉각수 내 불순물의 양과 유형, 출력, Core 내 냉각수 체류 시간, 온도 및 압력, 냉각수 유속, S/G로부터의 부식률, 정화 효율 등이 있으며, 이는 냉각수 내 CRUD의 침적률에 크게 영향을 준다. 부식은 중성자 수율, 원전 운전기간, Core 온도의 종합적인 영향에 따라 그 증가율이 달라진다. 본 연구에서는 고리 1, 월성 1호기 원전에서의 Core, S/G, Coolant 내의 ^{58}Co , ^{60}Co 의 변화를 모델링 하였으며, CRUDTRAN 코드의 적용성 검증을 위하여 코드 계산값과 한수원에서 자체적으로 측정한 핵종 농도값과

비교하여 신뢰성을 평가 하였다. 추가적으로 CRUDTRAN 코드에서 계산되지 않은 핵종을 평가하기 위하여 고리 1, 월성 1호기 RCS에서 채취한 냉각수 내 CRUD의 값을 바탕으로 계산된 핵종농도비를 이용하여 현재 고리 1, 월성 1호기에서 Co 이외에 측정되는 주요 핵종인 ^{54}Mn , ^{51}Cr 의 평균 계산값과 현장 평균 실측값을 비교하였다.

5.4.1 고리 1호기

그림 12 ~ 17은 고리 1호기 상업운전 개시일(1978년) ~ 영구정지시점까지 각 구역에서의 방사성핵종 재고량 분석 결과로써 Core, S/G, Coolant 내 ^{58}Co , ^{60}Co 의 거동변화를 보여주고 있다. 모델링 결과 예방정비기간 주기에 따라 방사성핵종의 재고량이 주기적으로 변동하는 거동을 볼 수 있다.

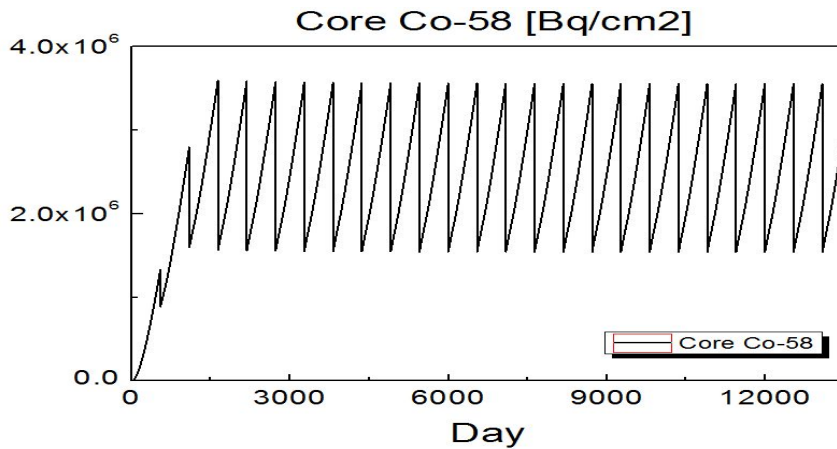


그림 12. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{58}Co 의 변화

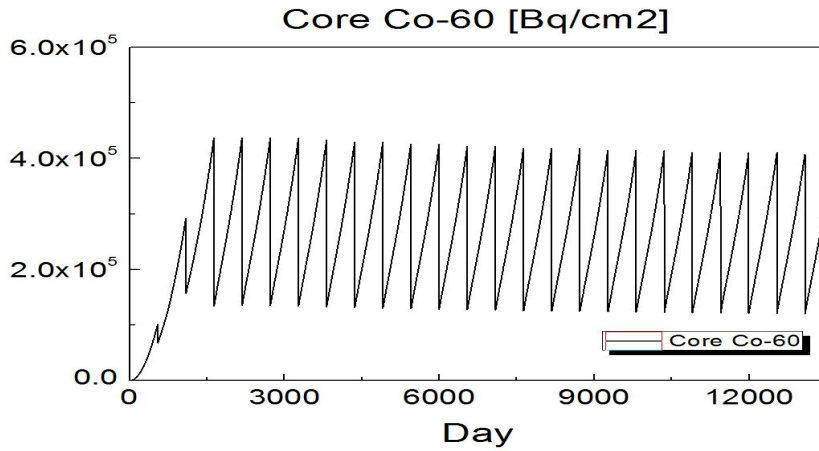


그림 13. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ⁶⁰Co의 변화

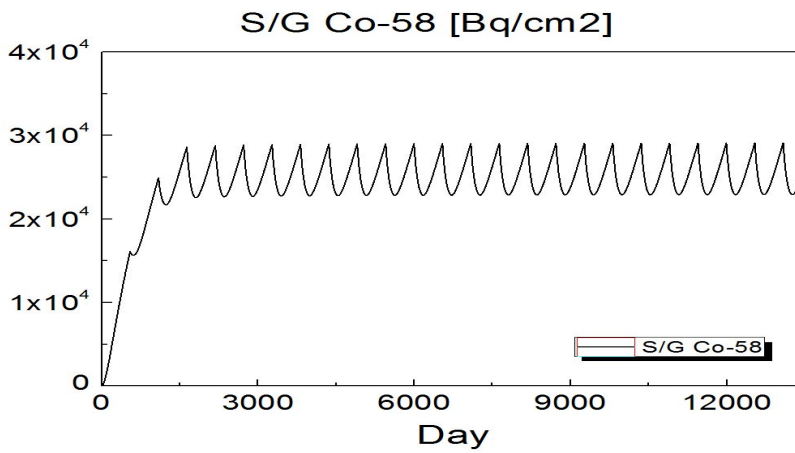


그림 14. 1978년 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ⁵⁸Co의 변화

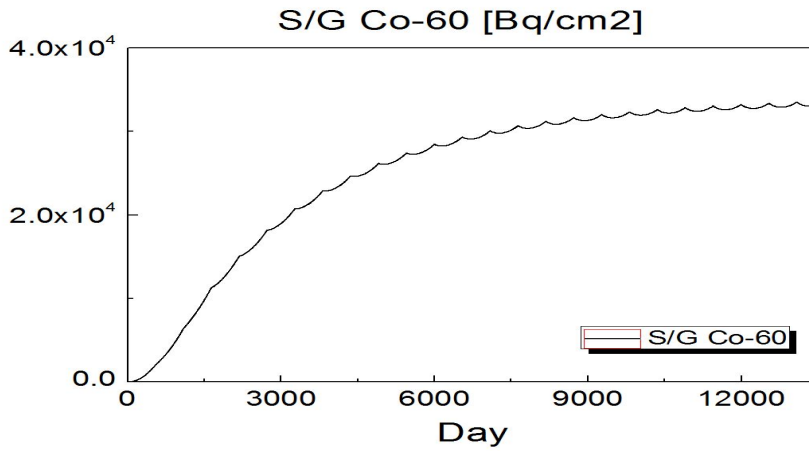


그림 15. 1978년 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ⁶⁰Co 의 변화

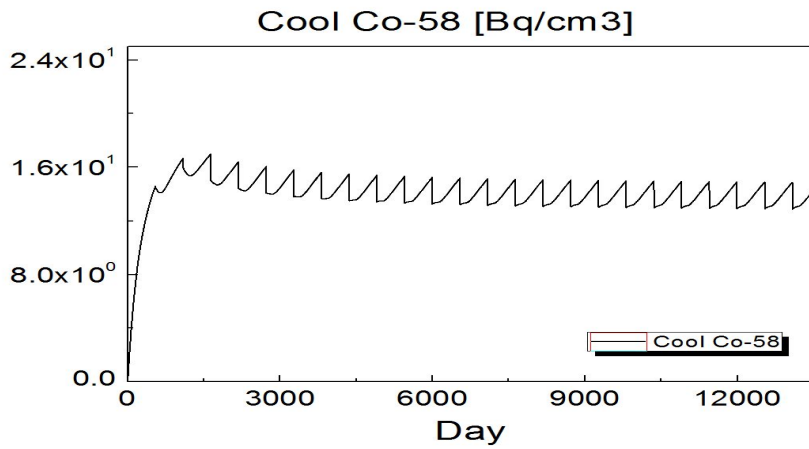


그림 16. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ⁵⁸Co의 변화

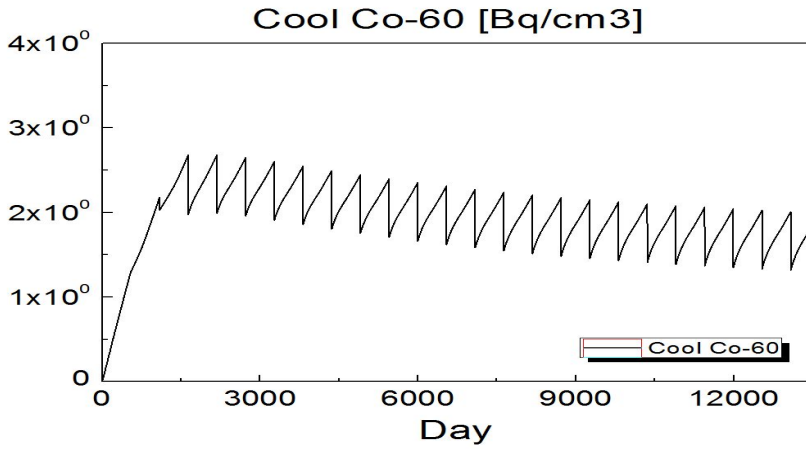


그림 17. 1978년 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{60}Co 의 변화

그림 18 ~ 19는 CRUDTRAN 코드의 유사성을 검증하기 위하여 코드에서 계산된 평균 계산값과 한수원에서 자체 측정한 자료(2006 ~ 2015년)에 제시된 각 연도별 일차계통 내 ^{58}Co , ^{60}Co 의 평균 실측값과 비교 검증하여 유사성을 나타낸 그래프이다. 모델링 결과, 실측값과 계산값을 비교하였을 때 추이가 유사함을 볼 수 있다.

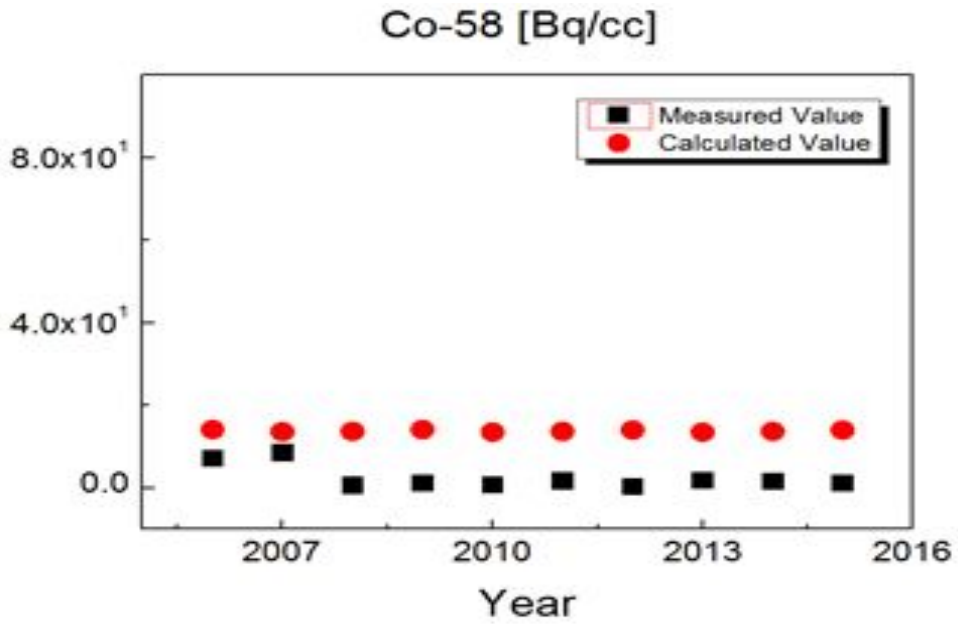


그림 18. 10년간 고리 1호기 일차계통 내 ^{58}Co 의 계산값과 실측값 비교

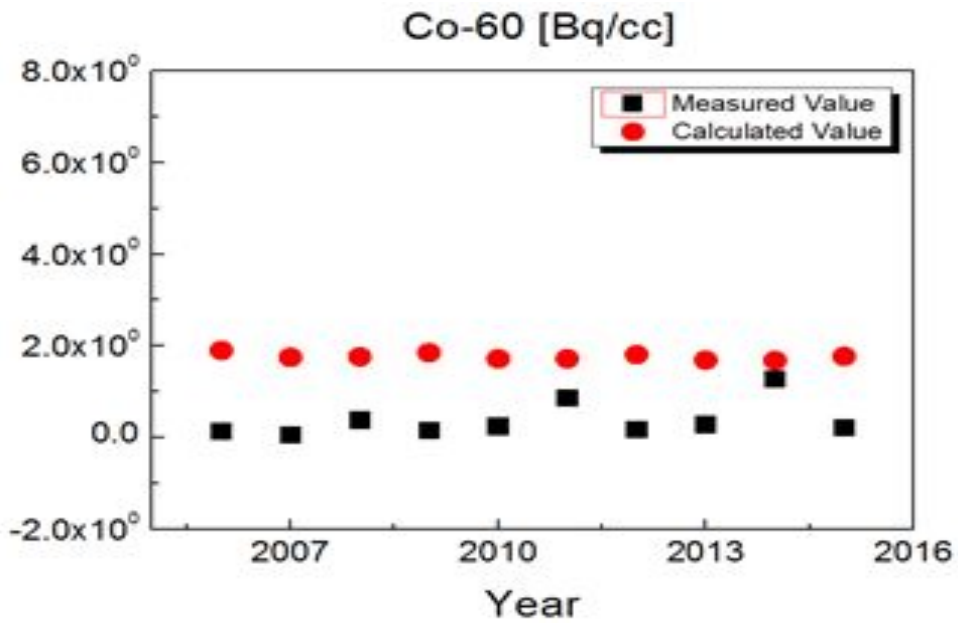


그림 19. 10년간 고리 1호기 일차계통 내 ^{60}Co 의 계산값과 실측값 비교

5.4.2 월성 1호기

그림 20 ~ 25은 월성 1호기 상업운전 개시일(1983년) ~ 영구정지시점까지 각 구역에서의 방사성핵종 재고량 분석 결과로써 Core, S/G, Coolant 내 ^{58}Co , ^{60}Co 의 거동변화를 보여주고 있다. 모델링 결과 고리 1호기와 마찬가지로 예방정비기간 주기에 따라 방사성핵종의 재고량이 주기적으로 변동하는 거동을 볼 수 있다.

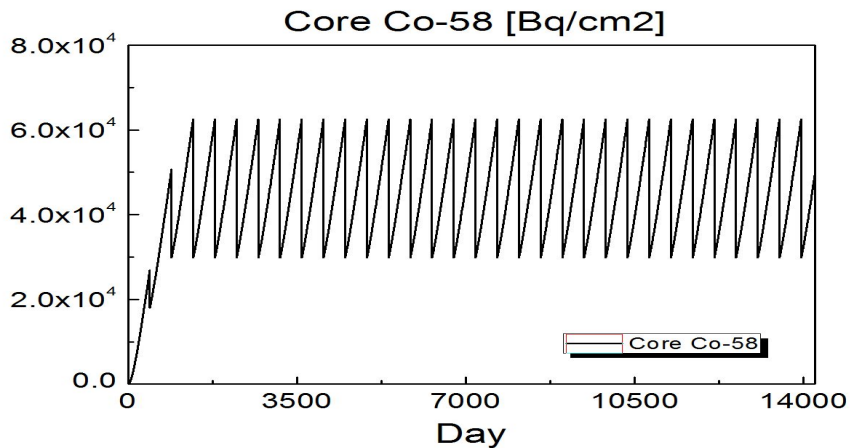


그림 20. 1983년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{58}Co 의 변화

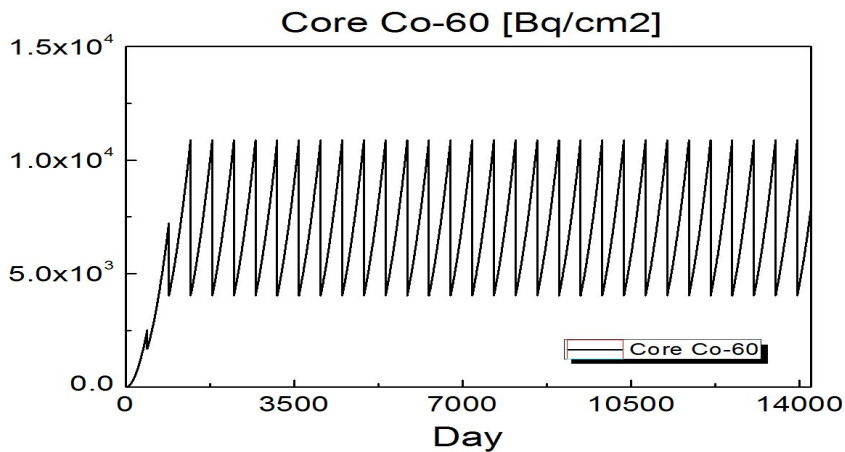


그림 21. 1983년 ~ 영구정지시점까지 Core 내 ^{60}Co 의 변화

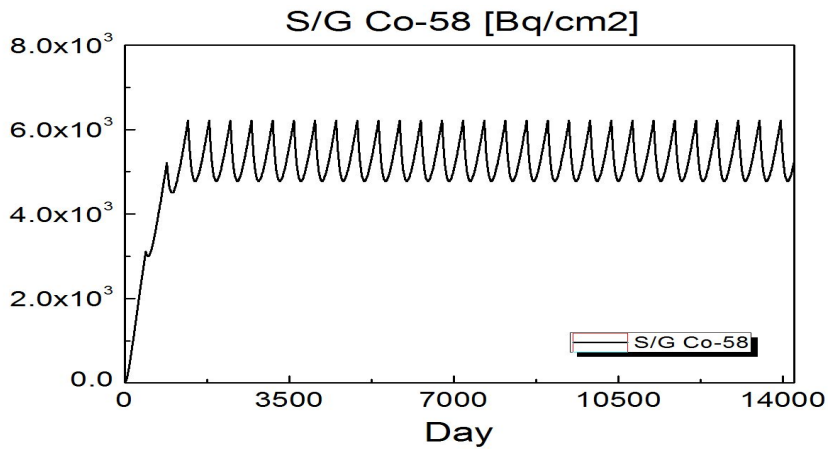


그림 22. 1983 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ⁵⁸Co의 변화

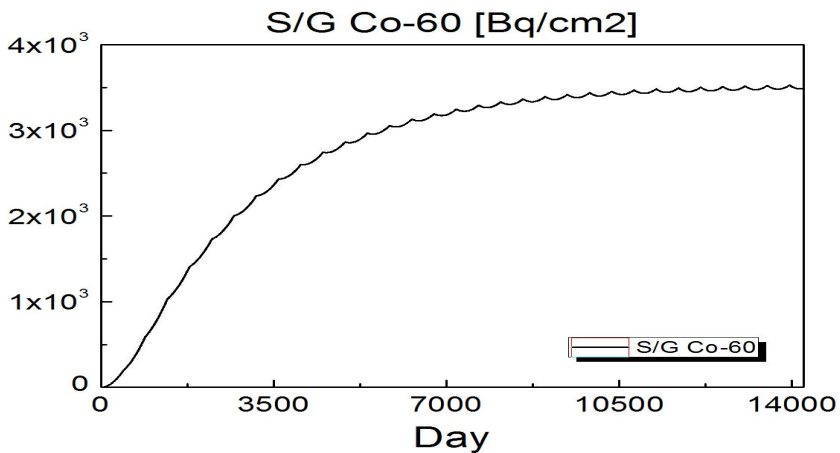


그림 23. 1983 ~ 영구정지시점까지 S/G 내 ⁶⁰Co의 변화

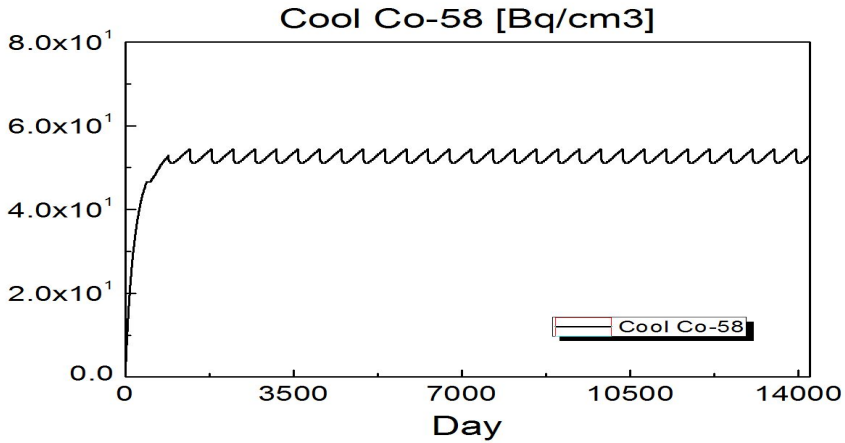


그림 24. 1983 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{58}Co 의 변화

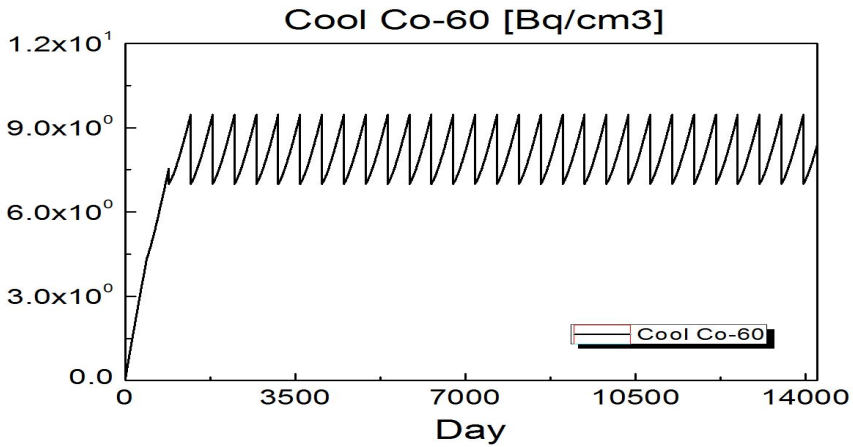


그림 25. 1983 ~ 영구정지시점까지 Coolant 내 ^{60}Co 의 변화

그림 26 ~ 27은 CRUDTRAN 코드의 유사성을 검증하기 위하여 코드에서 계산된 평균 계산값과 한수원에서 자체 측정한 자료(1998 ~ 2004년)에 제시된 각 연도별 일차계통 내 ^{58}Co , ^{60}Co 의 평균 실측값과 비교 검증하여 유사성을 나타낸 그래프이다. 모델링 결과, 실측값과 계산값을 비교하였을 때 차이가 유사함을 볼 수 있다.

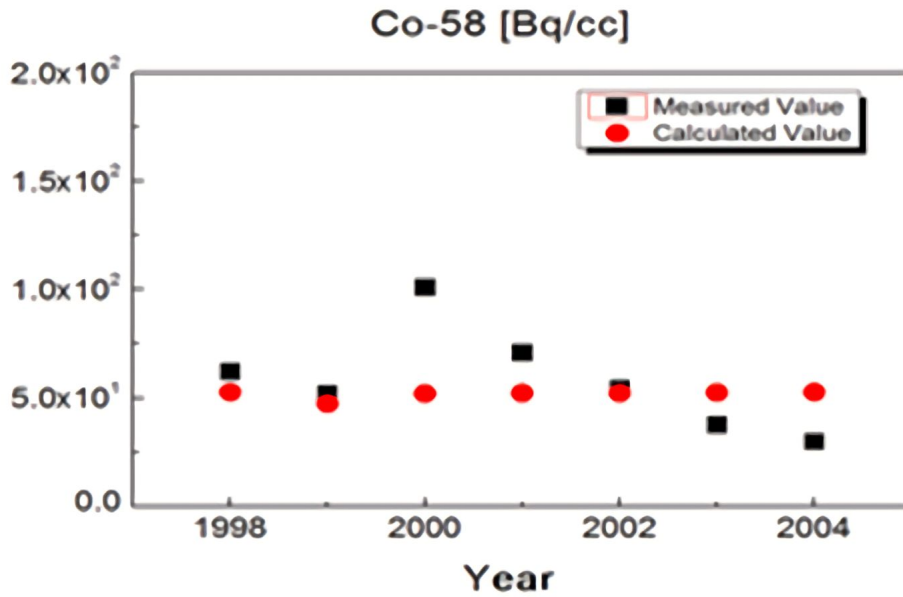


그림 26. 7년간 월성 1호기 일차계통 내 ^{58}Co 의 계산값과 실측값 비교

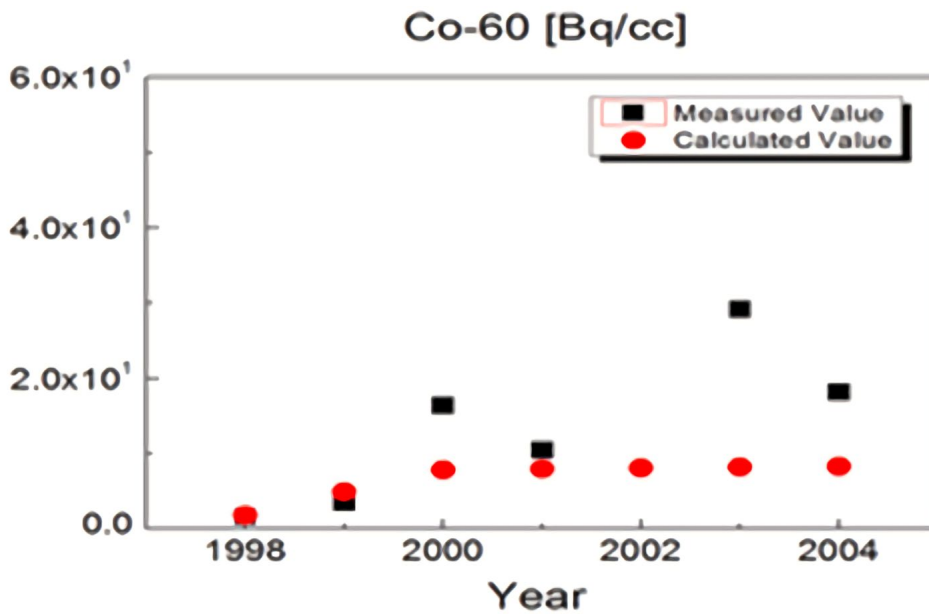


그림 27. 7년간 월성 1호기 일차계통 내 ^{60}Co 의 계산값과 실측값 비교

6. 결론 및 제안

본 연구에서는 원전해체 선원항 평가연구를 위한 기초자료로서 국내 원전의 형태(Westinghouse, CANDU, OPR-1000)에 따른 부식생성물의 발생원이 되는 일차계통 기기의 재료적 특징을 분석하였으며, 이 중 Westinghouse 형 원전인 고리 1호기와 CANDU 형 원전인 월성 1호기를 대표 원전으로 선정하였다.

이에 따라, Westinghouse 및 CANDU 형 원전에서의 방사성부식생성물의 특성 및 거동 메커니즘에 대하여 분석하였다. 그리고 증수로에서의 부식생성물의 근원이 되는 유체가속부식과 피더관의 관계와 거동메커니즘에 대하여 분석하였다. 원전 내 일차 냉각재계통에서의 부식생성물 거동의 주요 구동력은 일차 냉각수 온도 변화에 따른 용해도의 변화임을 알 수 있다. 그리고 일차계통 내 방사성핵종 재고량을 예측 평가하기 위하여 선원항 예측 평가 코드인 CRUDTRAN 코드를 선정하여 일차계통 내 방사성핵종 재고량을 평가하였다. 따라서 본 연구에서는 특정주기를 선정한 후 고리 1호기, 월성 1호기의 현장 기반자료들을 이용하여 코드 입력인자 값을 확보하고 방사성물질 재고량을 모델링하였다.

모델링 결과, 운전주기에 따른 방사선원항의 변동 추이를 확인할 수 있었으며, CRUDTRAN 코드의 신뢰성을 검증하기 위하여 현장 자료인 고리 1호기, 월성 1호기 현장 실측값과 코드에서 계산된 계산값과 비교·분석 하였다. 비교결과, 고리 1호기는 실측값과 계산값은 차이는 있지만 추이가 유사함을 확인하였다. 반면에 월성 1호기는 실측값과 계산값의 추이가 다소 차이가 있는 것으로 확인하였으며, 이는 본래 CRUDTRAN 코드는 경수로 원전을 위한 코드로 개발되었다. 따라서 향후 코드를 구동하여 평가하는데 있어서 증수로 발전소 현장데이터에 대한 많은 자료를 확보할 수 있다면 보다 신뢰성 있는 해체 선원항 평가연구가 가능할 것으로 사료된다.

본 연구에서 수행한 일차계통 내 방사성핵종 재고량 예측결과는 향후 원전 해체 시 방사성폐기물량 산정을 위한 기초근거자료로 활용될 것이며, 이는 폐기물량을

산정하기 위한 폐기물 등급을 정하는 중요한 기준이 될 것으로 기대된다. 그 외에도 고방사선 구역에서의 계통 유지 및 보수를 담당하는 작업종사자의 피폭저감 및 일차계통에서의 제염해체공정 선정에 대하여 예측하는데 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

【참고문헌】

- [1] J.H. Hong, "Nuclear Materials", 1st ed., 583-610, Hans House, Seoul (2012).
- [2] S.H Lee, H.M K., "A study on Radioactive Source-term Assessment Method for Decommissioning PWR Primary System", Korean Radioactive Waste Society., JNFCWT Vol No.2, (2014)
- [3] S.H Lee, T.B Yoon., "A Study on Corrosion Product Behavior Prediction for Domestic PWR Primary System by using CRUDTRAN", Korean Radioactive Waste Society., JNFCWT Vol No.4, (2015)
- [4] M.J Song, S.C Park, J.S Seo, "Radioactive Waste Management of Nuclear Power Plant", 1rd ed., 83-104, Seoul (2015)
- [5] M.C. Song, K.J. Lee, The evaluation of radioactive corrosion product at PWR as change of primary coolant chemistry for long-term fuel cycle. Annals of Nuclear Energy 30;12:1231-1246 (2003).
- [6] C.B. LEE., "Evaluation of CRUDTRAN Code to Predict Transport of Corrosion Products and Radioactivity in the PWR Primary Coolant System", International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactors System, 22-26. INIS-FR-1546 (2002).
- [7] International Atomic Energy Agency, Modeling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors, IAEA, IAEA-TECDOC-1672, Vienna (2012)
- [8] Burrill, K. A., 1998. An activity transport model for CANDU based on iron transport in the primary coolant. Atomic Energy of Canada Limited. 3-4.
- [9] Lister, D. H., Slade, J., Arbeau, N., 1997. The Accelerated Corrosion of CANDU Outlet Feeders-Observations, Possible Mechanisms and Potential Remedies. CNA/CNS Annual Conference. INIS-CA-0070.
- [10] Muhammad Rafique, "Review of computer codes for modeling corrosion

product transport and activity build-up in light water reactors”, The polish journal “Nukleonika” 2010;55(3):263-269, (2010).

감사의 글

설렘과 꿈을 갖고 핵주기공학 실험실에 들어섰던 게 엇그제 같은데, 어느덧 2년이라는 시간이 지났습니다. 학부생활 포함 6년이라는 대학생활을 마치고 새로운 꿈을 향해 있는 오늘의 저를 있게 하고 저와 함께 웃고 울고 했던 분들이 있었기에 저는 행복함과 감사함을 느끼며 모든 분께 감사의 글을 전하고자 합니다.

먼저, 부족한 저를 항상 따뜻하게 보살펴 주시고 학문을 지도해주신 송종순 교수님께 진심으로 감사의 말씀 드립니다. 교수님의 가르침 덕분에 학위 논문 뿐만 아니라 여러 가지 경험도 쌓았으며, 열정이라는 가르침을 가슴 깊이 새기겠습니다. 교수님의 제자로서 부족함이 없는 연구자가 될 수 있도록 열정을 갖고 열심히 하겠습니다. 그리고 논문 심사를 통하여 많은 조언을 주신 이경진 교수님과 김진원 교수님께도 감사의 말씀드립니다.

같은 길을 걷고 있는 사람이 있다는 것, 그것이 제게 얼마나 큰 힘이 되는지 모릅니다. 핵주기공학 실험실 선후배 여러분께 진심으로 감사의 말씀 드립니다. 먼저, 저에게 학문뿐만 아니라 인생에 대해서 많은 도움을 주셨던 상현이형, 저를 실험실로 인도하고 도와주었던 민영이형, 카리스마 있는 리더로서 많은 걸 가르쳐준 실험실 실장 선일이형, 저와 영원한 카풀 파트너로서 항상 감사한 동민이형, 실험실의 엄마로서 항상 웃음을 잃지 않는 승수형, 막내로서 곳곳이 자기 할 일 잘하는 학윤이에게도 감사한 마음 전하고 싶습니다. 그리고 실험실 졸업자 선배인 강일이형, 영국이형, 현민이형, 태빈이형에게도 감사의 말씀 드립니다.

항상 저를 믿어주시고 뒤에서 묵묵히 응원해주신 부모님께 감사의 말씀 드립니다. 이 은혜 잊지 않고 자랑스러운 큰 아들이 될 수 있도록 하겠습니다. 그리고 하나뿐인 형을 믿고 따라와 주는 동생 훈영이에게도 감사의 말씀 전합니다. 서로 힘든 일도 많았지만 항상 변함없는 마음으로 응원해주고 용기를 준 저의 소중한 인연인 정민주씨에게도 감사의 말씀 전합니다.

이 외에도 언급하지 못한 분들께도 감사드립니다. 여러분이 있어 제가 있었고 저도 여러분께 힘이 될 수 있는 존재가 될 수 있도록 하겠습니다. 감사합니다.