



저작자표시-비영리-동일조건변경허락 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

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

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



동일조건변경허락. 귀하가 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공했을 경우에는, 이 저작물과 동일한 이용허락조건하에서만 배포할 수 있습니다.

- 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](#)

2015년 2월
석사학위논문

CRUDTRAN을 이용한 국내원전의 부식생성물 거동 예측 및 메커니즘 연구

조선대학교 대학원

원자력공학과

윤 태 빈

CRUDTRAN을 이용한 국내원전의 부식생성물 거동 예측 및 메커니즘 연구

A Study on Corrosion Product Behavior and Mechanism
in Domestic Nuclear Power Plants by Using CRUDTRAN

2015년 02월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

윤 태 빈

CRUDTRAN을 이용한 국내원전의 부식생성물 거동 예측 및 메커니즘 연구

지도교수 송 종 순

이 논문을 공학 석사학위신청 논문으로 제출함

2014년 10월

조선대학교 대학원

원자력공학과

윤 태 빈

윤태빈의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 김진원 (인)

위원 조선대학교 교수 나만균 (인)

위원 조선대학교 교수 송종순 (인)

2014년 11월

조선대학교 대학원

목 차

ABSTRACT	vi
제1장 서론	1
제1절 연구 배경	1
제2절 연구 목표	2
제2장 부식생성물	3
제1절 발생	3
제2절 거동	7
제3장 부식생성물 모델 분석	9
제1절 ACE-II 코드	9
제2절 CRUDTRAN 코드	11
제3절 DISER 코드	15
제4절 MIGA-RT 코드	18
제5절 PACTOLE 코드	20
제6절 CORA 코드	22
제7절 CPAIR 코드	23
제4장 CRUDTRAN 적용	25
제1절 모델링	25
제2절 국내원전 적용	29
제3절 모델링 결과	31
제5장 결론 및 제안	37

참고문헌 38
감사의 글 41

그림 목차

그림 1. Growth of the double layer of inner and outer of oxide	5
그림 2. Mechanisms Responsible for Activity Transport	8
그림 3. ACE code: Transport Process(Element)	10
그림 4. ACE code: Transport Process(activity)	10
그림 5. Movement of Corrosion Products in a PWR Primary Circuit	12
그림 6. Profile of Coolant Temperature and Soluble Species Concentration in PWR Primary Circuit	13
그림 7. CRUDTRAN: Four Node Model for Crud Transport	14
그림 8. DISER code: Microscopic Model of Particle Interaction with Surface	16
그림 9. DISER code: Microscopic Model of Corrosion Film Dissolution in Unsaturated Coolant	16
그림 10. DISER code: Microscopic Model of Precipitation on Corrosion Film in Saturated Coolant	17
그림 11. MIGA-RT: Description of Regions Modeled in MIGA Code	19
그림 12. Transport Processes of Corrosion Products in PWR Primary Circuit	19
그림 13. PACTOLE code Process Diagram	20
그림 14. CORA code: Diagram of Nodes Used for PWR Primary Coolant Circuit	22
그림 15. CPAIR-P code: Process Model	24
그림 16. 23주기 운전중 S/G내 Crud의 변화	31
그림 17. 23주기 운전중 Core내 Co-60의 변화	32
그림 18. 23주기 운전중 Core내 Co-58의 변화	32
그림 19. 23주기 운전중 Core내 Crud의 변화	33
그림 20. 23주기 운전중 Core내 Co-58의 변화	33
그림 21. 23주기 운전중 Core내 Co-60의 변화	34

그림 22. 23주기 운전중 Coolant내 Co-58의 변화	34
그림 23. 23주기 운전중 Coolant내 Co-60의 변화	35
그림 24. 고리1호기 계통내 Co-58의 계산값과 실측치의 비교	36

표 목차

표 1. 원전 냉각재내 방사성 부식생성물 반응식 및 발생원	4
표 2. CRUDTRAN의 주요 구동인자	29
표 3. 고리1호기 S/G 수실 내 방사선량률	29
표 4. 고리1호기 RCS중 Co 동위원소 방사능농도	30

ABSTRACT

A Study on Corrosion Product Behavior and Mechanism in Domestic Nuclear Power Plants by Using CRUDTRAN

Yoon Tae-Bin

Advisor : Song Jong-Soon, Ph.D.

Department of Nuclear Engineering

Graduate School of Chosun University

Radionuclide deposited on the surface of several internal and external systems in a nuclear power plant is created by the activation of corrosion products of nuclear reactor structural materials and fission products. Especially, the constant contact between water and the surface corroded inside the primary system makes coolants and corrosion products mixed and circulate along the systems. At this point, some of the corrosion products exist in a molten state, while other corrosion products are not melted, while creating particle materials called 'CRUD'. Corrosion products created inside the primary system are activated by neutron irradiation while circulating around the nuclear reactor, and they are mainly composed of Nickel-ferrites ($Ni_xFe_{3-x}O_4$), but their fixing amount and distribution vary depending on the form, size, structural frame and material. Thus, based on a mathematical modeling-based calculation method, these factors can be used for the radioactive inventory evaluation technique needed when a nuclear power plant should be dismantled, which is also expected to have direct effect on choosing a dismantlement method. Particularly, after selecting a specific cycle by collecting HWC data and primary system-related data from Gori NPP Unit 1 and comparatively analyzing the movement of radionuclide and corrosion products created inside the primary system by using the CRUDTRAN code, this study aims to increase the reliability of these result values by comparing the analyzed and calculated values with the actual data of

a Westing House-type nuclear power plant.

제1장 서론

제1절 연구 배경

원전에서 물은 중성자의 감속재, 원자로 냉각재, 보조급수 등 다양한 용도로 사용되고 있다. 이러한 물은 원전과 같은 고온의 환경에서는 화학적으로 매우 활성화된 매질이다. 원전운전 경험상 정상운전 조건에서도 부식, 침식 및 부식생성물의 계통표면 내 침적 등 물로 인해 여러 가지 현상이 발생하게 된다. 물과 일차계통 내 부식된 표면과의 지속적인 접촉은 냉각재와 부식생성물이 혼합되어 계통을 순환하게 한다. 이러한 부식생성물 중 일부는 용해된 상태로 존재하며 다른 일부는 용해되지 않고 크러드(CRUD)라는 검은 입자 물질을 생성한다. 원전에서의 부식 발생률은 온도, 계통 재질, 방사선장 환경, 재질의 연수 등에 의해 결정된다. 일반적으로 원전운전 초기에는 부식 발생률이 가파르게 상승하다 시간이 지나감에 부식 발생률이 일정하게 되는 평형상태에 이르는 것으로 알려졌다.

일차계통 내 생성된 부식생성물은 원자로 주위를 순환하면서 중성자 조사 때문에 방사화된다. 특히, 이러한 방사성 부식생성물은 가압형 경수로원전(PWR)에서 일차계통 내 표면에 침적되어 계통의 유지 및 보수를 담당하는 작업종사자의 방사선 피폭에 주된 요인이 되고 있다. 그러나 지속적인 원전 계통재질의 개선과 함께 수화학 기술의 발전으로 인해 이러한 방사선 피폭은 꾸준히 줄어들고 있다. 그럼에도 불구하고, 이러한 방사성 부식생성물에 의한 방사선 피폭은 완전히 해결되지 않은 상태이며 원전의 다른 방사선 피폭 요인들과 비교하면 매우 높은 피폭 요인으로 여겨지고 있다.

따라서 이러한 방사성 부식생성물 거동에 대한 평가를 통해 원전 계통 내 방사 화학적 환경을 검토하고 궁극적으로는 부식생성물 저감을 통한 작업종사자의 방사선 피폭 줄이기를 이끌어낼 필요성이 꾸준히 제기되어 왔다. 또한, 해체 관련 안전성 확보를 위한 요소기술들(방사능 재고량 평가 기술, 주민 피폭선량 평가기술, 부지 잔류 방사능을 확인할 수 있는 방사선/능 조사체계 그리고 해체 관련 표준 안전성 평가 기술) 개발이 시급하다.

제2절 연구 목표

원자로 1차 냉각재계통의 금속 부식은 침전 입자들을 생성하게 되는데, 이것들은 노심에서 중성자 방사화에 의해 방사능 물질이 되어 물에 의해 이동된다. 이 방사성 침전 입자는 결국 노심 또는 계통 내 표면에 침적되게 된다. 표면오염 재고량은 방사화 재고량에 비하여 적으나 방사화재고량과 마찬가지로 원자력발전소를 해체할 경우에 수행될 해체방식에 관한 결정에 중요한 역할을 하며, 해체공정을 계획하는 데 필요한 정보를 제공하고 작업 일정 및 인력 소요 요건, 특히 높은 방사선 구역에서의 작업자 피폭에 직접적인 영향을 준다.

따라서 본 연구에서는 원전 방사성 부식생성물의 거동을 평가하는 전산코드를 이용하여 국내 원전을 대상으로 모델링한 결과값을 국내 원전의 실측자료와 비교하여 신뢰도를 얻어내어 유사성을 확인 후 모델의 신뢰도를 얻어내고 향후 해체선원량 예측 연구에 기여함을 목적으로 한다.

제2장 부식생성물

제1절 발생

원전 운영에 있어 가장 큰 장애물 중의 하나가 바로 방사성 부식생성물이다. 방사성 부식생성물은 안정한 원소인 부식생성물이 냉각재와 함께 이동하다가 노심의 열전달 표면 즉 핵연료 피복관에 침적된 후 중성자와 핵반응 하여 생성되거나 노심 재료의 금속물질이 방사화되어 생성된다. 이렇게 방사화된 부식생성물은 물질의 평형 법칙에 따라 일차계통 전 영역으로 확산한다. 이러한 방사성 부식생성물의 발생을 피할 수 없지만, 보조급수 순도유지, 엄격한 수질관리 및 방사화되기 전에 부식생성물을 정화하는 방법으로 핵연료 표면에 침적되는 부식생성물을 줄임으로써 방사성 부식생성물의 발생률을 낮출 수 있다. 표1에 PWR에서 발생하는 주요 방사성 부식생성물들을 나타내었다. 이 중 ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co 의 다섯 개 핵종이 부식생성물 대부분을 차지하고 있으며, 주요한 핵종들이라 할 수 있다.

노심에 침적된 방사성 부식생성물은 냉각재의 전단력에 의해 침식과 파쇄, 침적물의 자체 용해와 마모 등의 현상으로 노심 내에서 분리된다. 냉각재 내의 방사성 부식생성물은 용해성과 입자성으로 존재하면서 일차계통 전 영역으로 이동된다. 이 중 입자성 방사성 부식생성물을 크러드(CRUD: Chalk River Unidentified Deposit)라고 일컬으며, CRUD는 이동 중 일차계통 내 표면에 침적된다. 원전 방사선관리구역에서 기기의 유지 및 점검을 위해 작업종사자가 계통에 접근할 때, 이러한 CRUD에서 방출되는 감마선으로 인해 주로 방사선 피폭을 받게 된다. 특히, ^{60}Co , ^{58}Co , ^{65}Zn , ^{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.

일차계통의 금속재질은 정상운전 중 수소기체의 주입으로 환원조건을 유지하고 있음에도 불구하고 열역학적으로 불안정하여 더욱 안정한 산화물의 형태로 변형되려고 하는 경향이 있다. 금속재질이 처음 냉각재와 접촉하게 되면 매우 빠르게 부식이 진행된다. 부식이 진행됨에 따라 금속표면에 산화막이 형성되고 이러한 산화막으로 인해 냉각재와 금속재질의 직접적인 접촉이 방해받아 부식률이 점차 낮아지게 되며, 결국

부식생성물의 유출과 부식이 평형상태에 도달하게 된다. 금속재질이 부식되는 동안 일부 부식생성물들은 침식이나 용출 때문에 냉각재 내로 유출되는데 이렇게 유출된 부식생성물들이 노심에서 방사화되어 원전 방사선 준위의 증가에 직접적 원인이 된다.

표 1. 원전 냉각재내 방사성 부식생성물 반응식 및 발생원

핵종	반감기	발생식	발생원
^3H	12.26y	$^{10}\text{B}(n,2\alpha)^3\text{H}$ $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	냉각재내 붕소 냉각재내 리튬
^{16}N	7.1s	$^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$	냉각재
^{17}N	4.14s	$^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$	냉각재
^{18}F	110m	$^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$	냉각재
^{13}N	9.96m	$^{13}\text{O}(p,\alpha)^{13}\text{N}$	냉각재
^{24}Na	15h	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$	불순이온
^{41}Ar	1.83h	$^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$	냉각재로 공기유입
^{51}Cr	27.8d	$^{50}\text{Cr}(n,\gamma)^{51}\text{Cr}$	계통재질 성분
^{54}Mn	312d	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	계통재질 성분
^{59}Fe	45d	$^{59}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	계통재질 성분
^{58}Co	71d	$^{57}\text{Co}(n,\gamma)^{58}\text{Co}$	증기발생기 세관
^{60}Co	5.24y	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	Stellite 와 니켈합금
^{64}Cu	12.9h	$^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$	Steel
^{65}Zn	243.8d	$^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$	계통재질 성분
^{95}Zr	65d	$^{94}\text{Zr}(n,\gamma)^{95}\text{Zr}$	핵연료 피복재
^{110}Ag	249.8d	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110}\text{Ag}$	제어봉 마모
^{181}W	130d	$^{180}\text{W}(n,\gamma)^{181}\text{W}$	Steel, Carbides
^{187}W	24h	$^{186}\text{W}(n,\gamma)^{187}\text{W}$	Steel, Carbides
^{122}Sb	2.7d	$^{121}\text{Sb}(n,\gamma)^{122}\text{Sb}$	Pump Seals, Bearings
^{124}Sb	60.2d	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$	Pump Seals, Bearings

원전은 운전 초기의 짧은 기간을 제외하고 안정한 산화막의 존재하에 운전된다. 그러므로 산화 보호막이 형성된 후 평형상태에서의 부식과 유출이 원전 방사선 준위에 중요한 인자가 된다. PWR에서 형성된 산화막은 이중 층(Double Layer)으로 이루어져 있다. 이중 층의 산화막이 형성되는 과정에 대해서는 여러 의견이 있지만, 일반적으로 금속원소가 산화됨에 따라 형성된 Fe, Ni, Cr의 용해성 이온들이 산화막과 금속재료의 경계면에서 결정을 이루어 내부 층을 형성하거나, 산화막의 세공을 통하여 냉각재와 산화막의 경계로 확산하여 나온 후 침전되어 외부 층을 이루는 것으로 알려졌다. 그림 1에 이중 층 산화물 생성과정을 나타내었다.

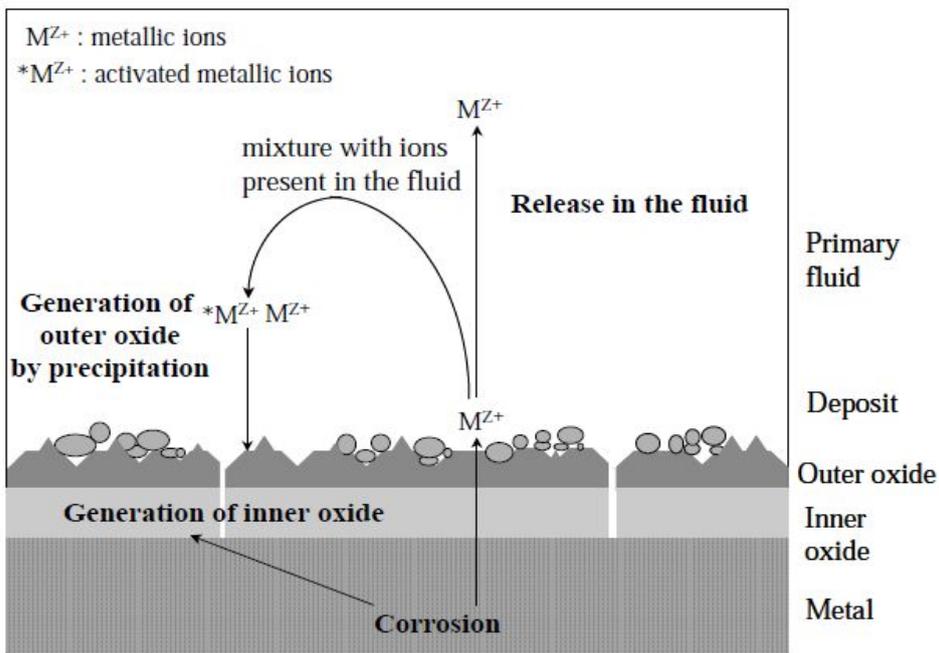


그림 1. Growth of the Double Layer of Inner and Outer of Oxide

부식진행 중 산화막의 세공을 통하여 냉각재 표면으로 확산한 용해성 이온들은 전부 그 위치에 침전되는 것이 아니라 유체 흐름의 형태에 따라 일부 냉각재 내로 유출된다. 부식생성물의 유출은 이외에도 산화막으로부터 직접 용출되거나 유체의 전단력에 의한 침식으로 인하여 발생한다. 일반적으로 유출률은 부식률에 비례하기 때문에 부식에 영향을 주는 인자들은 마찬가지로 유출률에도 같은 영향을 미치게 된다. 금속의 부

식에 영향을 주는 주요 인자는 냉각재의 수소이온 농도(pH), 온도 및 용존 산소의 양이다. 이 중에서 수소이온 농도는 중요한 인자로서 pH가 증가함에 따라 부식률과 유출률은 감소한다. pH 10~12에서 부식률이 최소가 되며, 이때 생성된 부식막은 매우 안정되어 있어 유출률도 극히 작은 것으로 알려졌다. 원전의 정상 출력운전 시 반응도 조절용으로 첨가되는 H_3BO_3 는 냉각재를 산성화시키는데 이를 방지하기 위하여 LiOH나 KOH가 사용된다. pH 조절용으로 LiOH나 KOH가 NH_3 보다 더 효과적인 것으로 알려져 있다. 현재 대부분의 PWR의 경우 LiOH를 사용하고 있다. 온도 265℃에서 LiOH 첨가에 의한 pH가 6.68 이상일 때 핵연료 피복재 표면에 침적된 부식생성물의 증가가 중지되고 일정하게 유지됨이 발견되었다.

제2절 거동

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

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

용해성 부식생성물들은 냉각재에 의해 이동되며 용해도의 차이에 의해 침적되거나 용해된다. 니켈페라이트의 용해도는 온도, pH, 산화/환원(Redox) 포텐셜등 계통 내의 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 2에 위에 요약된 내용을 바탕으로 한 방사성 부식생성물의 발생 및 이동 모델을 도식화하여 나타내었다.

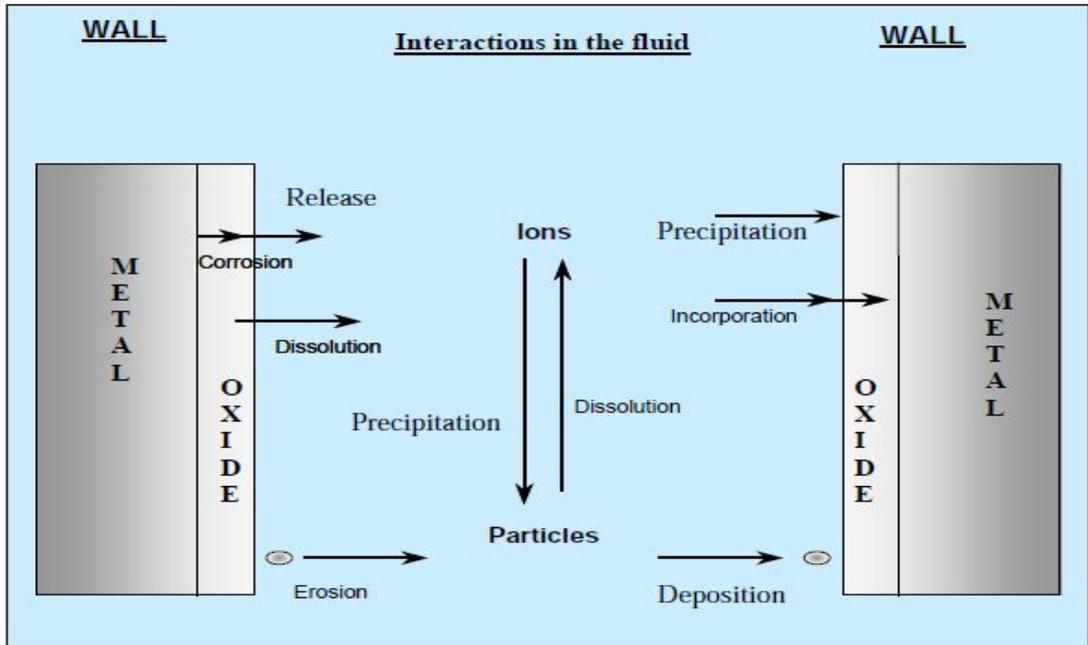


그림 2. Mechanisms Responsible for Activity Transport

제3장 부식생성물 모델 분석

컴퓨터의 발달은 방사성 부식생성물의 거동에 대한 복잡한 수학적 해석을 수치상으로 가능하게 해주었다. 부식생성물 거동 모델에서 메커니즘을 기술하는 수식들은 FORTRAN이나 C와 같은 언어를 사용한 컴퓨터 코드를 이용하여 풀 수 있다.

제1절 ACE-II

ACE-II 코드는 일본 PWR 원전의 부식생성물 거동을 예측하기 위해 개발된 실험적 코드이다. 그림 3은 ACE-II 코드의 거동 프로세스를 보여주고 있으며, 이 코드에서 부식생성물은 다음의 기술된 단계를 거치게 된다.

- ① 내부 층(Inner Layer) 및 외부 층(Outer Layer) 산화물은 계통재질의 부식 때문에 생성된다.
- ② 일부 외부 층 산화물의 경우 용해나 침식과정을 통해 냉각재로 유출된다.
- ③ 냉각재에는 용해된 물질 및 입자, 두 종류의 부식생성물이 존재한다.
- ④ 굳어지지 않은 CRUD의 방사능은 이온교환 또는 재질의 부식물질과의 결합과정을 통해 외부 및 내부 산화물로 확산한다.
- ⑤ 노심에 있는 부착된 물질은 직접 방사화되며 방사능은 냉각재로 유출된다.
- ⑥ 이러한 물질의 모 원소는(Parent Element) 니켈, 철, 코발트이며 방사성핵종은 ^{58}Co 과 ^{60}Co 이다.

이 모델에서 사용되는 상수로는 침적계수, 침식계수, 물질이동계수가 있으며 대부분의 실험적 수치들은 일본 PWR 원전에서 관찰된 수치 결과를 바탕으로 하고 있다. 굳어지지 않은 CRUD에 침적하는 입자의 크기는 $0.68\mu\text{m}$ 이며, 외부 층 산화물의 경우 $3\mu\text{m}$ 를 적용하고 있다. 이는 모두 원전의 실제 데이터 수치에 근거하고 있다. Ni, NiO, 니켈페라이트($\text{NiO}\cdot\text{Fe}_2\text{O}_3$)에 사용되는 용해도는 이론적 또는 실험을 통해 결정되며, 코발트의 이동은 니켈페라이트의 거동에 의해 결정된다.

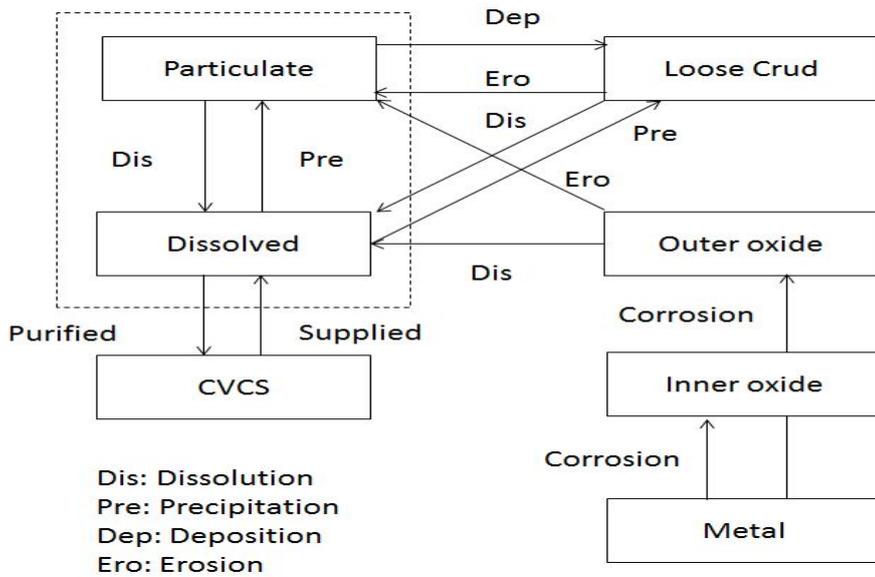


그림 3. ACE code: Transport Process(Element)

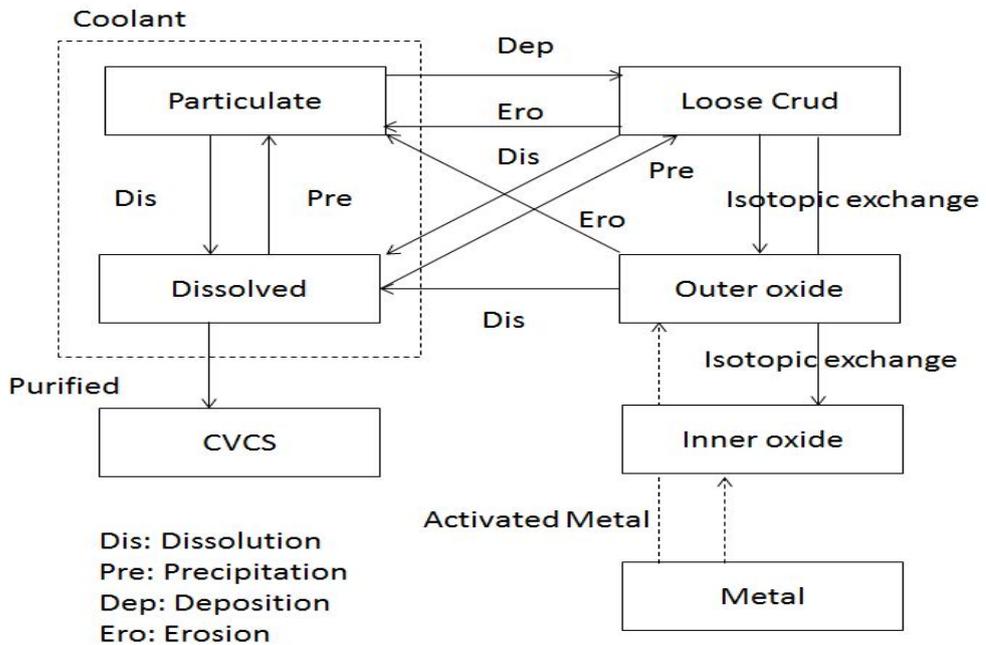


그림 4. ACE code: Transport Process(Activity)

제2절 CRUDTRAN

CRUDTRAN 코드는 용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 예측하기 위해 개발된 실험적 코드이다. 그림 5와 6은 이 코드에서 적용하고 있는 부식생성물의 발생과 침적에 대한 메커니즘을 보여주고 있다. 비화학량적(Non-Stoichiometric) 니켈페라이트는 대부분의 pH범위에서 온도에 반비례 하는 용해도를 보여준다. 따라서 냉각재 내 CRUD가 포화한 노심 외부 지역에서 CRUD는 재질 표면에서 용해되어 냉각재로 유출된다. 냉각재 내 CRUD가 과포화 된 노심 내부 지역에서는 CRUD가 노심 표면에 침전 또는 침적된다. 노심 내부에 침적된 ^{58}Co 과 ^{60}Co 의 방사성핵종은 이온교환과정을 통해 냉각재로 확산 이동하며, 동일한 메커니즘에 의해 노심 외부에 침적된다. 냉각재는 용질(Solute)에 대해 시간의 변화와 상관없는 정상상태(Steady State)이나 용해물질과 입자의 방사능은 시간이 지남에 따라 증가하게 된다. 그림 7은 앞에서 기술한 메커니즘에 대한 4가지 격자모델을 보여주고 있다. 이러한 모델은 니켈, 코발트, 철의 용해물질과 입자의 거동을 예측하게 된다. 그리고 냉각재 내, 노심 내부, 노심 외부의 철과 방사성핵종을 기술하기 위해 5가지의 물질균형 수식이 필요하다. 또한, 이 모델은 CRUD와 방사능 거동의 요소를 산출하기 위해 매사추세츠 공과대학(Massachusetts Institute of Technology: MIT)의 PWR Coolant Chemistry Loop (PCCL) 데이터를 가공하여 사용하고 있다. 이러한 요소들은 물질 전달과 용해 거동 상수를 결합하는데 용해 거동 상수와 비교할 때 물질전달은 더 빠른 속도로 일어난다. CRUDTRAN 모델은 증기발생기에서 발생하는 산화물 용해를 고려하며 이러한 용해는 물질의 전달이 아닌 표면의 거동에 때문에 영향을 받는 것으로 설계되어 있다. 노심에서 크기가 커진 무거운 침적물의 방사성핵종은 확산에 의한 이온교환과정을 통해 노심 외부 부식산화물 층으로의 이동한다.

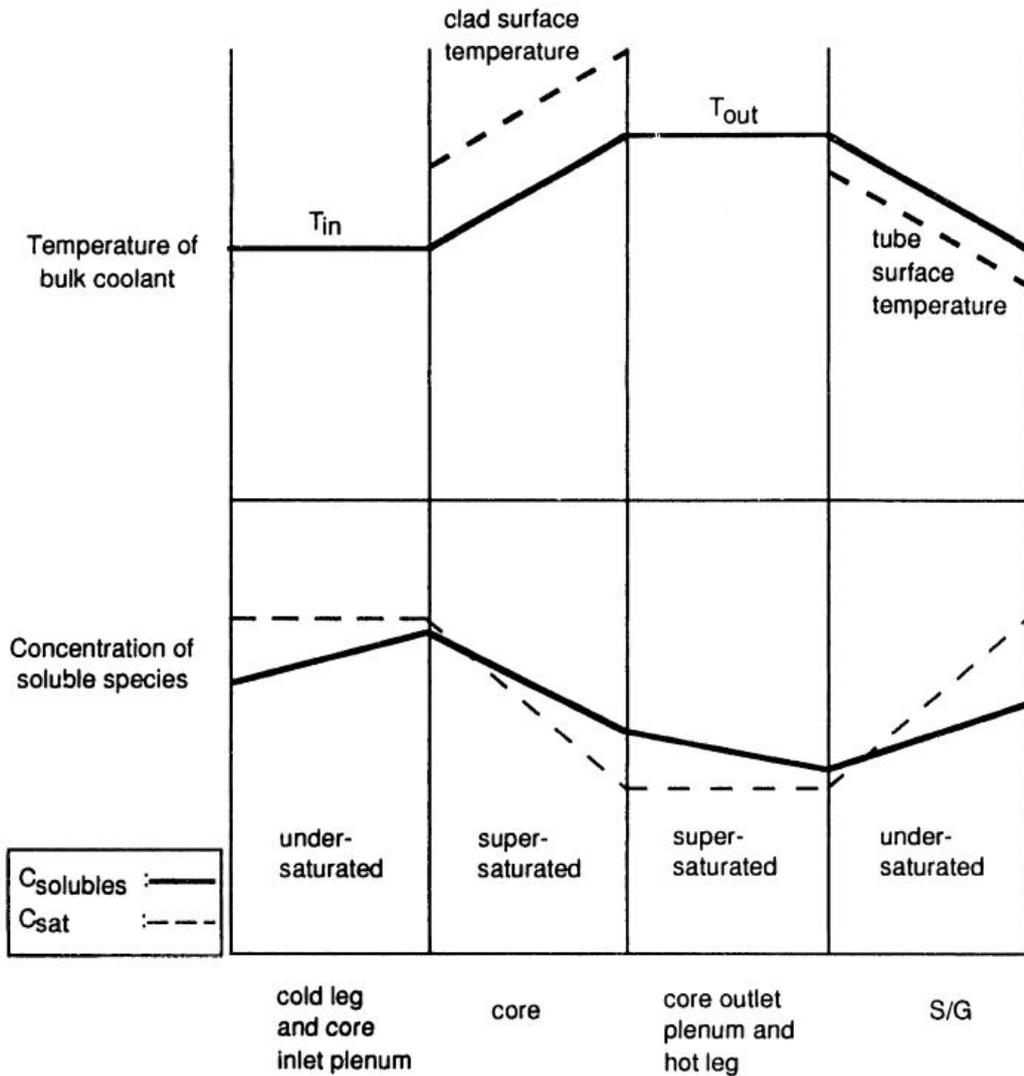
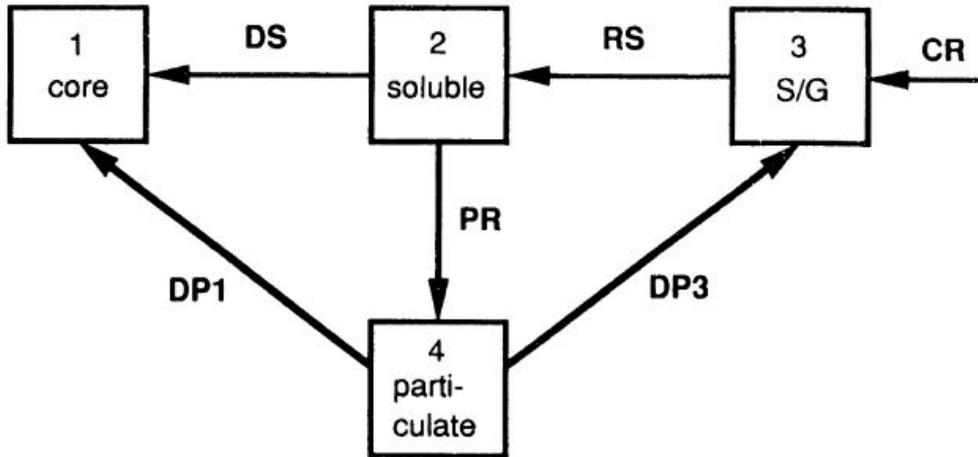


그림 6. Profile of Coolant Temperature and Soluble Species Concentration in PWR Primary Circuit



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 7. CRUDTRAN: Four Node Model for Crud Transport

제3절 DISER

DISER 코드는 체코에서 개발되었으며 냉각재 내에 용질, 콜로이드, 입자성 부식생성물이 존재한다고 설명되어 있다. 비금속(Base metal: 공기 속에서 가열하면 쉽게 산화되고 또 이온화 경향도 비교적 큰 금속)의 부식은 포물선 산화 동역학(Parabolic Kinetics: 산화 피막의 두께 x 와 시간 t 와의 관계가 $x^2=kt$ (k : 정수)의 관계에 있을 때, 포물선 법칙에 의한 산화라고 한다)에 의해 이루어지고 오직 내부 층의 산화만 생성한다. 용질은 마그네타이트와 니켈페라이트의 용해도에 따라 냉각재 내 용해된 철과 니켈이 불포화 상태일 때 내부 산화층의 용해로 형성된다. 경계 층(Boundary Layer)의 국부 표면온도에 의해 냉각재가 과포화되었을 경우, 용질은 침전되어 내부 및 외부 산화층 모두를 생성한다. 또한, 대량의 냉각재가 마그네타이트와 니켈페라이트와 같은 산화물에 의해 과포화되었을 경우 용질은 냉각재 내 콜로이드 입자를 생성한다. 콜로이드도 냉각재가 불포화 상태이면 용해되어 용질을 생성한다. 콜로이드는 브라운 운동(Brownian Motion)이 콜로이드에 전위차를 극복할 수 있는 충분한 에너지를 줄 때 침전된다. 그림 8은 재질 표면에서 침적과 유출이 발생하는 전위차를 보여주고 있다. 콜로이드는 수화학 조건의 변화 때문에 재질 표면에서 떨어져 나올 수 있으며, 지름이 $0.8\mu\text{m}$ 이상인 콜로이드는 입자와 유사하게 거동을 한다. 부식생성물이 재질 표면에 부착되는 확률은 재질 표면에 근접한 입자가 표면에 머무르거나 아니면 바로 냉각재로 다시 돌아가는가에 의해 계산되어 진다. 용질, 콜로이드, 입자성 부식생성물 모두 방사화되어 유출되는 노심 표면의 부식도 이와 유사한 메커니즘이 작용한다. 그림 9는 산화물 용해에 영향을 미치는 온도계수에 따른 노심 내부 또는 증기발생기 내부에 존재하는 내부 및 외부 층 산화물 침적의 용해 과정을 자세히 보여주고 있다. 침적과정도 이와 유사하며 그림 10에 나타내었다.

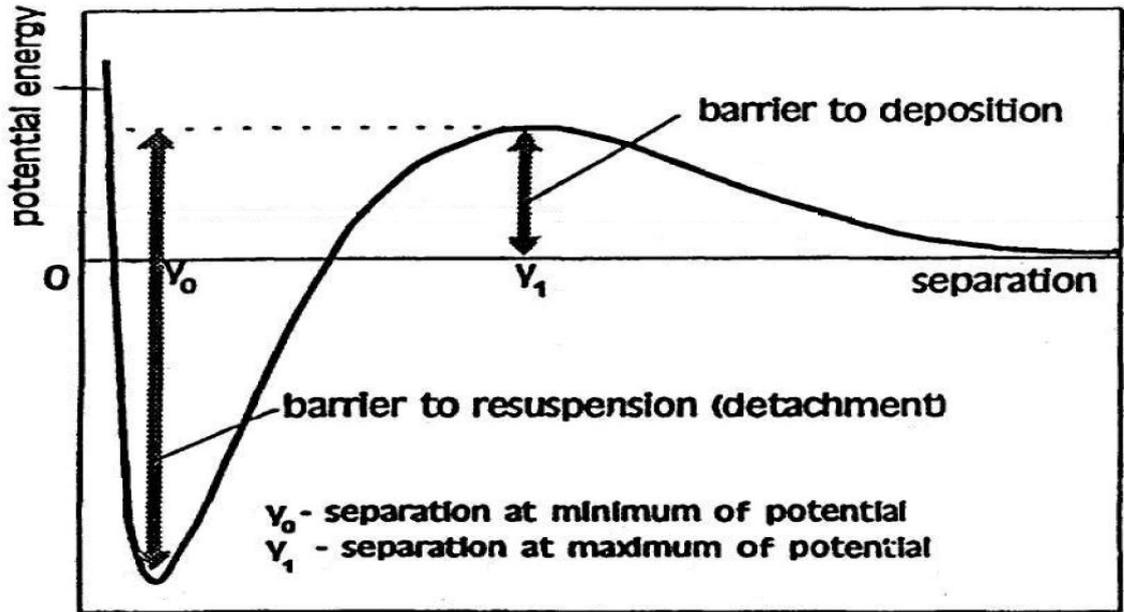


그림 8. DISER code: Microscopic Model of Particle Interaction with Surface

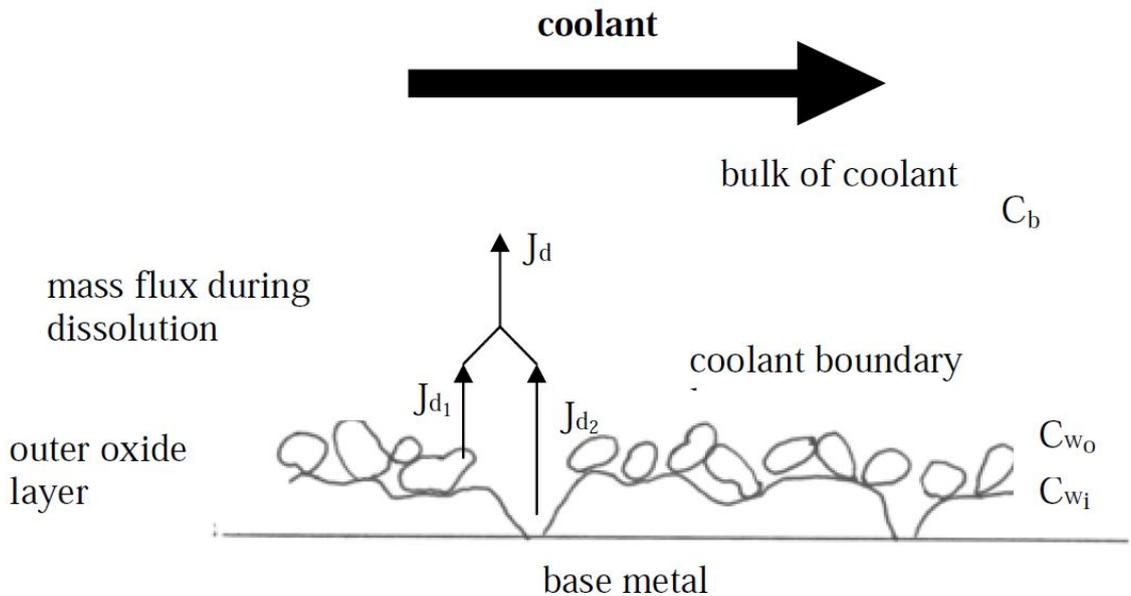


그림 9. DISER code: Microscopic Model of Corrosion Film Dissolution in Unsaturated Coolant

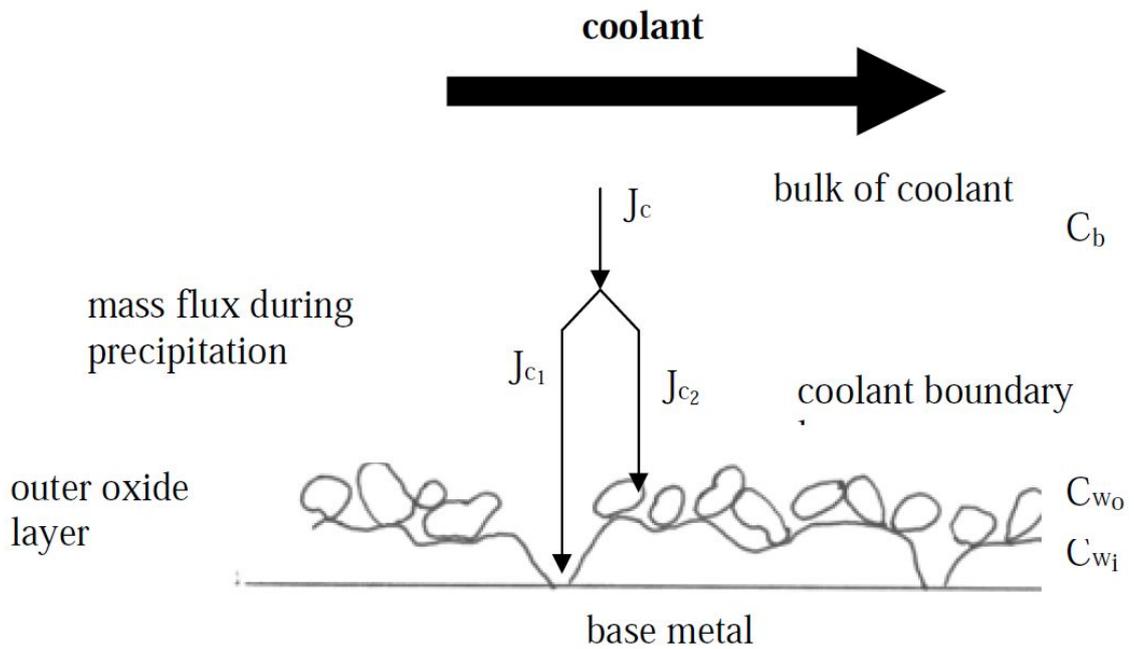
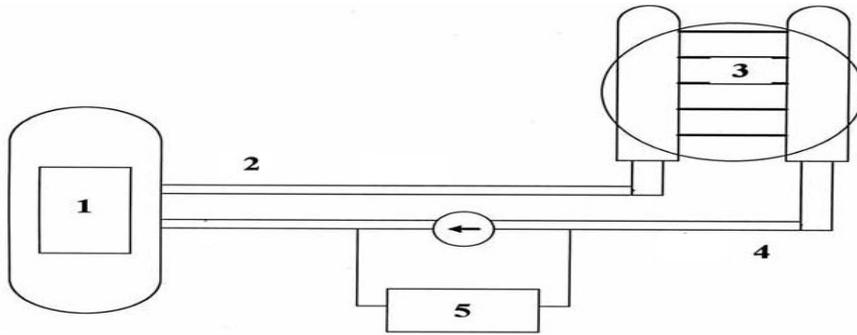


그림 10. DISER code: Microscopic Model of Precipitation on Corrosion Film in Saturated Coolant

제4절 MIGA-RT

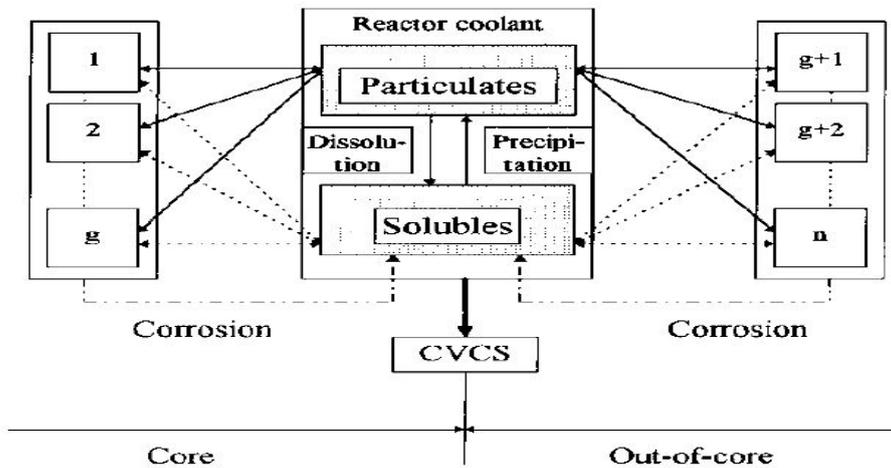
MIGA-RT 코드는 PWR과 VVER 원자로에서의 부식생성물 거동을 평가하기 위해 불가리아에서 개발되었다. 그림 11과 12에 코드에서 사용하는 5개의 구역과 각각의 구역이 냉각재와 상호작용하는 과정을 도식화하였으며, 부식생성물의 입자성 및 용해성 물질 모두 고려되었다. 포물선 산화 동역학이 원자로 첫 주기에는 적용되는 것을 가정하여 부식은 용해된 물질로만 유출되므로 스테인리스강과 증기발생기 관에서의 부식률은 일정한 것으로 가정한다. 유출되는 원소는 부식된 물질의 성분에 비례한다. 각각의 표면에 대해 오직 하나의 산화물 또는 침적층만이 고려된다. 입자는 이러한 산화층들의 침식 때문에 생성된다. 용해된 물질의 거동은 마그네타이트, 니켈페라이트, 금속 니켈, 니켈 산화물 등과 같은 특정 상태의 산화물 용해도에 의해 결정된다. 입자의 침적과 유출은 각각 표면에서의 유체역학에 의해 결정된다. 특히, 침적은 부착확률과 경계층에서 유동하는 $0.7 \sim 1.0 \mu\text{m}$ 크기 입자의 물질전달 비율에 따라 결정된다. MIGA-RT 코드에는 각각의 구역에 대해 냉각재 내 화학적 원소에 대한 물질 평형 수식이 포함되어 있다. 또한, 냉각재 내와 재질 표면에서의 각각의 구역에 대한 입자성 및 용해성 방사성핵종(예, ^{58}Co 와 ^{60}Co)에 대한 수식이 포함되어 있다. ^{58}Co 의 거동이 니켈의 거동을 따르는 것처럼 각각의 방사성핵종들은 모핵종의 거동을 따른다.



LEGEND:

- 1- Reactor
- 2-Hot Leg
- 3-SG Heat Exchanging Tubing
- 4-Cold Leg
- 5-CVCS

그림 11. MIGA-RT: Description of Regions Modeled in MIGA Code



Legend:

- precipitation-dissolution
- deposition-erosion
- corrosion
- purification

그림 12. Transport Processes of Corrosion Products in PWR Primary Circuit

제5절 PACTOLE

PACTOLE 코드는 1973년 프랑스에서 처음 개발되었으며 시간에 따른 방사성 부식 생성물의 거동을 평가하는 데 사용되고 있다. PACTOLE2는 현재 사용되는 버전으로 해석적 해법(Analytic Solution)을 이용하여 모델을 평가한다. PACTOLE3는 PACTOLE 2의 개선된 버전으로 현재 개발 진행 중이다. PACTOLE3는 수치해석 방법과 오브젝트 지향의 프로그램(Object Oriented Programming: 처리 절차와 데이터를 분리하지 않고 양자를 기능상의 단위로 묶어 소프트웨어 시스템을 구축하는 방법) 언어를 사용하여 수학적 모델을 평가한다. PACTOLE2의 가장 주요한 특징은 원전의 가동 이력, 출력 및 화학 변화, 방사능 이동에 대한 냉각재 정화(Purification)의 영향을 모두 고려하고 있는 점이다. 코드에는 부식생성물의 유출, 침식, 침적, 입자의 용해, 입자의 이동과 같은 부식생성물 거동 평가에 기본적인 대부분의 물리적 과정이 포함되어 있다. 그림 13은 물질균형 수식에 의한 5개 구역에서의 부식생성물 거동과정을 나타내고 있다.

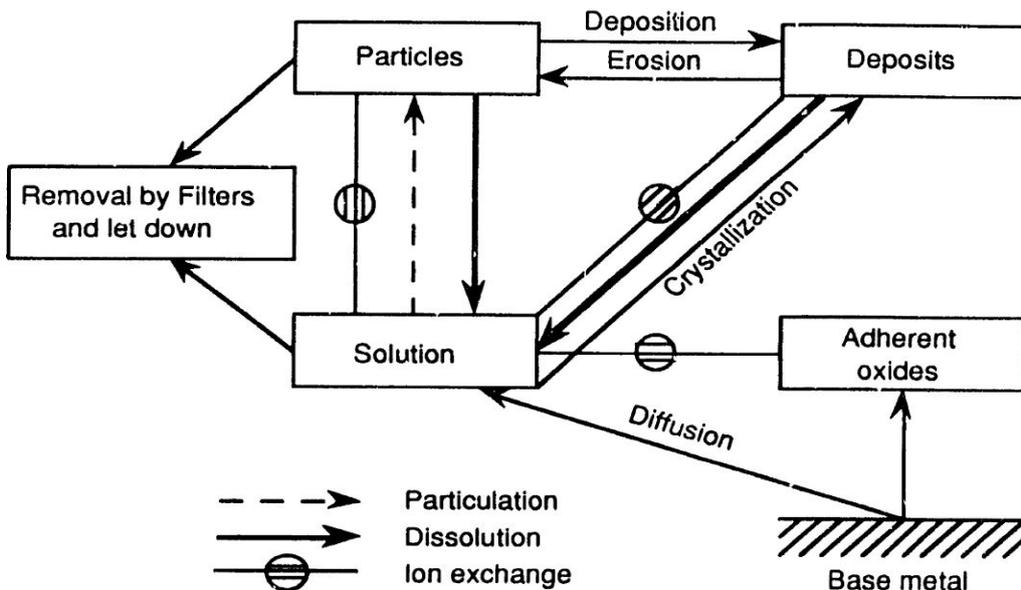


그림 13. PACTOLE Code Process Diagram

PACTOLE 코드에서는 Fe, Ni, Cr, Mn, Co 핵종과 그들의 방사성핵종인 ^{59}Fe , ^{51}Cr ,

^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co 이 관심 핵종으로 설정되어 있다. 또한, 코드에는 재질에 의한 부식 유출률, 열확산, 용해성 및 비용해성 부식물질의 방사능, 각각의 구역에 대한 침적물과 표면 산화물의 방사능, 국부지역의 선량률 등에 대한 다양한 미분방정식을 포함하고 있다. PACTOLE 코드에서 일차계통 루프(Loop)는 70개의 부분과 8개의 화학 및 체적 제어계통(Chemical and Volumetric Control System : CVCS) 및 4개의 증기발생기로 나누어진다. 그리고 노심 내부에 70개 부분 중 42개의 부분이 포함되고 나머지 28개 부분은 일차계통을 지지하는 기타 시스템에 포함되어 있다.

제6절 CORA

CORA 코드는 웨스팅하우스에서 개발하였으며, 그림 14에 코드에 사용되는 노드 이동 모델을 도표로 나타내었다.

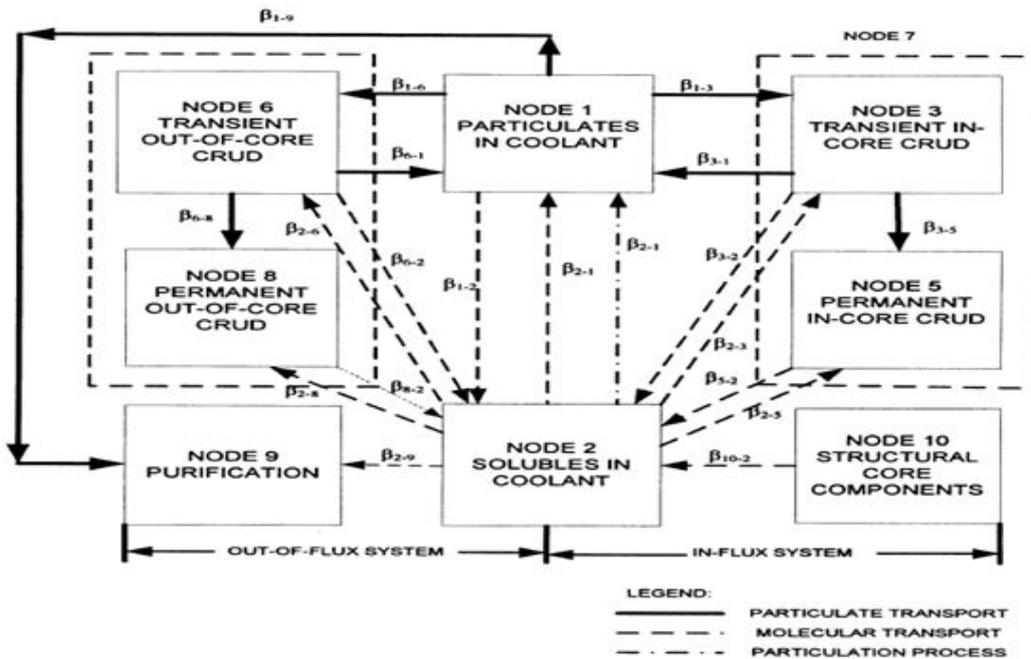


그림 14. CORA code:Diagram of Nodes used for PWR Primary Coolant Circuit

코드에서 노드는 균일한 방사선원들(Homogeneous Sources)을 나타내며 PWR 일차 냉각재계통에서 부식생성물이 가라앉는 곳을 지칭한다. 노드 사이의 CRUD 이동 메커니즘은 반 경험적(Semi-Empirical) 데이터에 의해 결정된다. 이러한 반 경험적 모델은 실제 원전의 데이터와 방사선장과 관련된 물리적 과정의 이론적 지식에 근거를 두고 있다. 따라서 CORA 코드는 방사선 준위에 대한 영향을 평가하거나 계통 또는 화학 변화에 따른 CRUD의 특성을 평가하는 데 매우 유용하다. 재질은 용해성 형태로 부식 생성물로 유출되며 유출 비율은 용해도에 비례한다. CRUD는 입자성 및 용해성 형태로 일차냉각재 계통의 여러 구역을 이동하게 된다. 또한, 이러한 CRUD 입자들은 다양한 재질의 표면 위에 침착하게 된다.

제7절 CPAIR

CPAIR(Corrosion Product Activity In Reactor) 코드는 PWR 일차 냉각재 내 부식생성물 방사능에 대한 유속율과 출력 과도변경(Power Transient)의 영향을 설명하기 위해 개발되었다. 초기에는 유속율 과도상태(Flow Rate Transients)에서의 부식생성물 방사능을 시뮬레이션하기 위해 CPAIR 코드가 만들어졌으나 출력 과도변경에 의한 영향도 같이 고려하기 위해 코드를 부분 변경하면서 코드 이름도 CPAIR-P로 변경하였다. 또한, 변경된 코드는 원자로 운전 중 선형적으로 증가하는 부식률에 의한 영향을 고려하기 위해 다시 수정되었다. 최근에는 비선형적으로 증가하는 부식률에 의한 영향을 고려하기 위해 코드가 재차 변경되었다. CPAIR-P 코드는 PWR 일차 냉각재 계통과 내부 파이프 표면 및 노심의 부식생성물 방사능 축적을 시뮬레이션한다. 또한, PWR 정화계통의 부식생성물 방사능 축적을 시뮬레이션하기 위해 사용되기도 한다. CPAIR 코드에서 사용되는 모델은 다음의 물리적 과정에 근거하고 있다.

- ① 부식생성물의 방사화는 노심을 통과할 때 받는 높은 중성자속에 기인한다.
- ② 방사화된 부식생성물은 이온교환기나 필터에 의한 수질정화로 제거된다.
- ③ 또한, 방사화된 핵종이 일차 냉각재 계통의 내부 재질표면에 부착됨으로 인해 냉각재로부터 제거되기도 한다.
- ④ 일차계통의 냉각재는 누출되며 부식생성물들은 방사능 붕괴를 한다.

CPAIR-P 코드는 6가지 핵종(^{24}Na , ^{56}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{99}Mo)을 고려하며, 정상 운전 중에는 ^{56}Mn 을 주요 방사능 발생 핵종으로 고려하여 방사능을 평가하고, 원자로 정지 시에는 ^{58}Co 을 주요 방사능 발생 핵종으로 고려하여 방사능을 평가한다. 그림 15에 CPAIR-P 코드에서 사용하고 있는 부식생성물 거동 모델을 나타내었다.

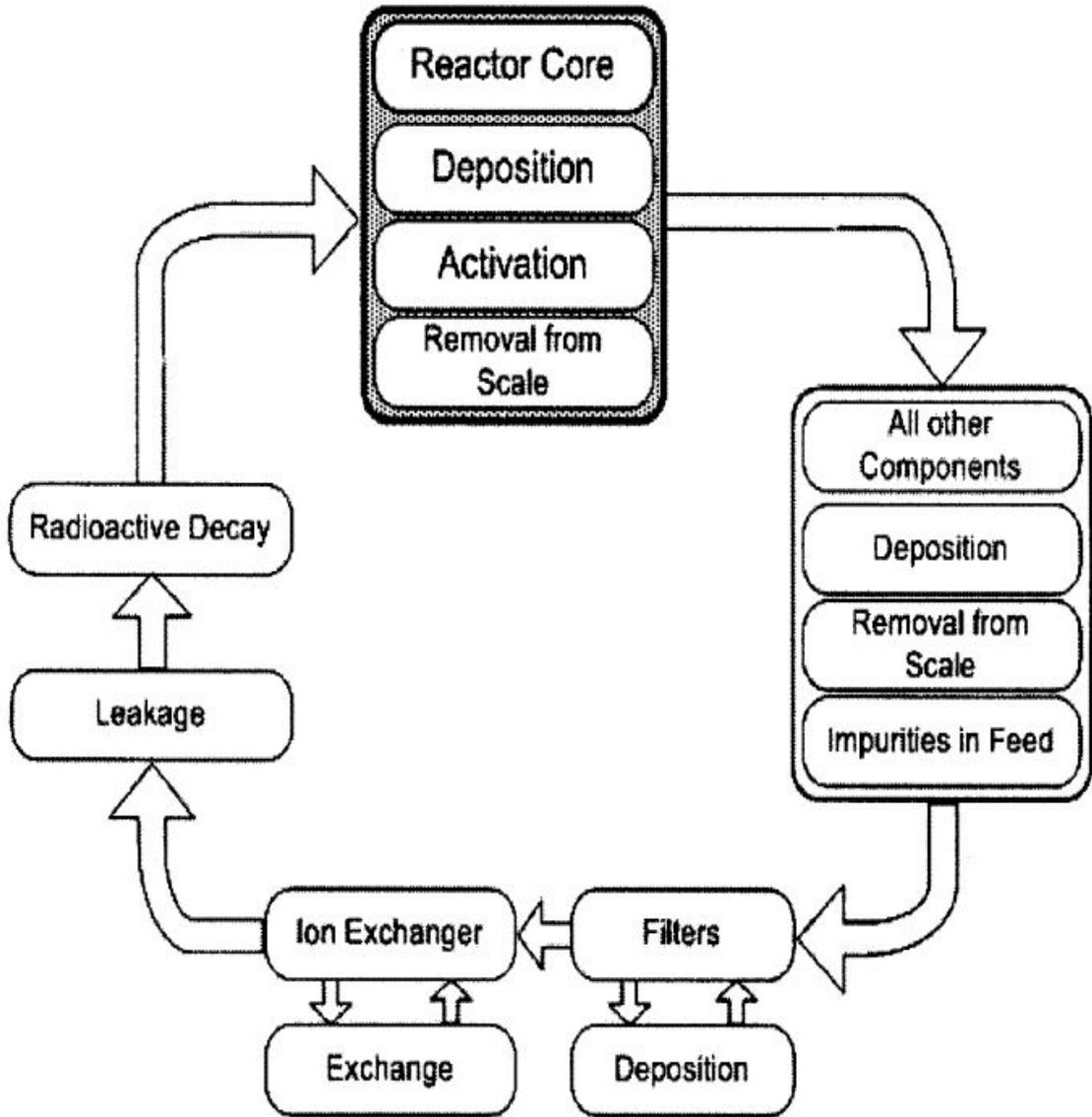


그림 15. CPAIR-P code: Process Model

제4장 CRUDTRAN 적용

제1절 모델링

본 연구에서는 CRUDTRAN을 이용하여 원전 내 1차 계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성 핵종의 이동을 분석하고 비교하기로 하였는데, 그 이유로는 CRUDTRAN코드가 다른 코드들에 비해 비교적 간단한 메커니즘을 가지고 있음에도 불구하고 다른 복잡한 코드들과 모델링한 결과값을 비교하였을 때, 메커니즘상 간단하면서도 정확한 결과를 보여주는 장점을 가지고 있는 동시에 한국 원자력연구원에서 개발한 코드로서 코드 사용에 보수성이 없다는 장점 또한 가지고 있다. 그 밖에도 위에서 언급하였던 몇몇 전산코드는 CRUDTRAN코드의 모태인 CRUDSIM코드를 기반으로 개발되었는데 CRUDSIM에서 CRUDSIM/MIT로 그리고 CRUDTRAN코드로 두 번의 개선점을 거친 점 또한 CRUDTRAN코드의 장점이라고 할 수 있다.

CRUDTRAN 코드는 앞에서 설명하였듯 가압경수로형 원자로의 1차 냉각재 계통에서 부식 생성물의 확산과 그 방사능과의 상관관계에 대한 분석 및 예측을 위한 전산 코드이다. CRUDTRAN 코드는 용해도 차이, 이동성 및 그 외 경험적인 변수들에 기초하여 부식 생성물의 이동을 예측하며, 부식 생성물 이동 시 냉각재 화학변화에 따른 영향을 잘 해석한다.

1차 냉각재 계통은 원자로심, 냉각재, 증기발생기 등 3개의 주 구역으로 나누어진다. 그 이유는 부식물은 증기발생기 세관에서 생성되어 노심으로 이동하는 반면 방사화 부식생성물은 노심에서 증기발생기로 이동하기 때문이다.

즉, 1차 냉각계통 내에서 부식물의 주요 이동 경로는 다음과 같다.

- 증기발생기 세관 표면에서 용해
- 증기발생기 경계층을 통하여 냉각재로 이동
- 냉각재로부터 노심 내 핵연료 표면 경계층을 통하여 핵연료 표면으로 이동
- 핵연료 표면에서 부식물의 침적, 침전, 결정화

반면, 방사화 부식생성물의 이동 경로는 다음과 같이 구분된다.

- 노심 내 핵연료 표면에서의 용해
- 핵연료 표면 경계층을 통하여 냉각재로 이동
- 냉각재로부터 증기발생기 세관 표면 경계층을 통하여 세관 표면으로 이동
- 증기발생기 세관 표면에서의 결정화

1차 냉각재에서 CRUD의 이동성은 계통 내 냉각재 온도의 변화 및 그에 따른 부식 생성물 용해성 변화에서 발생한다. 그림 5는 냉각재 온도의 변화에 따른 냉각재 내 부식 생성물의 포화상태 변화를 나타내고 있으며, 냉각재 온도가 증가하는 원자로심 내 부에서는 원자로심 표면에서 침적되거나 미립자 형태로 응결된 용해성 물질에 대한 이동성이 발생하기 때문에 용해 물질은 과포화 상태로 존재하게 된다.

반면에 냉각재 온도가 감소하는 증기발생기에서는 용해 물질이 불포화 상태에 있게 되고, 증기발생기 표면의 부식 생성물과 냉각재 내 미립자가 냉각재로 용해된다. 부식 생성물의 이동 메커니즘은 용해, 이동, CRUD의 결정화로 구분 될 수 있으며, CRUD의 결정화는 냉각수 온도와 화학적 조건에 따라 달라진다. 각 구역에 대한 부식 생성물 균형 방정식(Balance Equation)은 용해성 부식 생성물의 이동만을 고려하면, 다음과 같이 표현할 수 있다.

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

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

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

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

$$\frac{dA_3}{dt} = -\lambda A_3 - k_3^a \left(\frac{A_2}{i_2} S_2 - \frac{A_3}{I_3} S_3 \right) \quad (5)$$

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

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

(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 나타내는 (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(%)

제2절 국내원전 적용

CRUDTRAN코드의 실행을 위한 입력 자료는 크게 11그룹으로 나눌 수 있으며, 주요 그룹의 주요 인자들은 아래의 표와 같다.

표2. CRUDTRAN의 주요 구동인자

Calculation parameter	<ul style="list-style-type: none"> DAYS - duration of operation (day) BETAC&BETAA- crud&activity transport factor in CRUDTRAN
Plant operating condition	<ul style="list-style-type: none"> BORON - concentration of boron (ppm) ALIT - concentration of LiOH (ppm) CH2 - hydrogen content (cc/kg-H₂O) FLOW - coolant flow rate (kg.H₂O/day) TIN&TOUT - core inlet&outlet temperature (oC) DTBL1 - temperature differences across boundary layer in core at full power(oC) FPUR - bypass flow rate of purification system (kg.H₂O/day) DEN - density of average coolant (kg/m³) VIS - viscosity of average coolant (n.sec/m²)
Initial conditions	<ul style="list-style-type: none"> IH - initial crud inventory in core (kg-Fe) IC - initial crud inventory in S/G (kg-Fe)
Plant geometry	<ul style="list-style-type: none"> DE1 - hydraulic diameter of core fuel channel (m) AR1 - surface area of core (m²) AF1 - coolant flow area in core (m²)
Diffusion coefficients	<ul style="list-style-type: none"> DSOL - diffusion coefficient of soluble (m²/sec)
Radioactivity parameters	<ul style="list-style-type: none"> ALPH1 - cobalt-60 production rate in core (Co-60 Ci/kg-Fe.day.%power) LAMD1 - decay constant of cobalt-60 (day-1)
Crystal growth and dissolution	<ul style="list-style-type: none"> HCRYSC - crystal growth coefficient of corrosion product in core (m/sec) HDISSC - dissolution coefficient of corrosion product in S/G (m/sec)
Other parameters	<ul style="list-style-type: none"> CR - corrosion rate of S/G tube(kg/day)

표3. 고리1호기 S/G 수실 내 방사선량을

단위 : mSv/hr

회차(년도)	S/G A'		S/G B'	
	H/L	C/L	H/L	C/L
23차(2005년)	30~50	30~50	30~50	30~50
24차(2006년)	30~40	40~45	40~50	30~40
25차(2007년)	30~40	40~45	30~40	30~40
26차(2008년)	40~50	35~45	40~45	38~47
27차(2009년)	25~50	25~50	30~50	25~40
29차(2011년)	35~50	25~50	40~45	30~40

표4. 고리1호기 RCS중 Co 동위원소 방사능농도

○ 기간 : 2005. 3 ~ 2014. 7

		(단위: Bq/g)				
		Co-58	Co-60	Co-58	Co-60	비고
2005-03-08	8:29			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	10:00			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	10:45	4.38E-03		1.61E+02	0.00E+00	
2005-03-08	13:00			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	14:45	8.84E-03	1.23E-03	3.20E+02	4.55E+01	
2005-03-08	15:25			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	17:00			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	19:00			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-08	21:23	9.20E-04		3.40E+01	0.00E+00	
2005-03-09	1:03	3.32E-02	1.94E-03	1.23E+03	7.18E+01	
2005-03-09	5:10	6.07E-02	3.87E-03	2.25E+03	1.32E+02	
2005-03-09	10:11	6.89E-02	4.03E-03	2.55E+03	1.51E+02	
2005-03-09	14:00			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-09	16:40			0.00E+00	0.00E+00	
2005-03-09	20:30	4.66E-02	2.83E-03	1.68E+03	9.73E+01	
2005-03-09	22:00	4.66E-02	2.83E-03	1.72E+03	9.55E+01	
2005-03-10	0:52	4.30E-02	2.24E-03	1.59E+03	8.29E+01	
2005-03-10	2:14	1.73E+00	8.83E-03	6.40E+04	3.16E+02	
2005-03-10	2:50	2.08E+00	1.23E-02	7.70E+04	4.74E+02	
2005-03-10	3:23	2.07E+00	1.26E-02	7.66E+04	4.63E+02	
2005-03-10	3:50	1.99E+00	1.24E-02	7.36E+04	4.59E+02	
2005-03-10	4:20	1.92E+00	1.46E-02	7.10E+04	5.37E+02	
2005-03-10	5:00	1.81E+00	1.17E-02	6.70E+04	4.33E+02	23차 OH(05.03.08~05.05.10)
2005-03-10	6:00	1.88E+00	1.30E-02	6.22E+04	4.81E+02	
2005-03-10	7:00	1.66E+00	1.16E-02	5.74E+04	4.26E+02	
2005-03-10	8:00	1.46E+00	1.10E-02	5.37E+04	4.07E+02	
2005-03-10	9:00	1.33E+00	1.00E-02	4.92E+04	3.70E+02	
2005-03-10	10:00	1.27E+00	1.01E-02	4.70E+04	3.74E+02	
2005-03-10	11:00	1.09E+00	9.41E-03	4.03E+04	3.48E+02	

앞에서 언급한 바와 같이 본 연구에서는 국내 원전 중 특히 고리1호기의 수화학 자료 및 1차 계통 관련 자료 등의 자료들을 취합하여 특정 주기를 선정하고 CRUDTRAN 코드를 이용하여 모델링 후 발전소 내의 1차 계통에서 생성되는 부식생성물과 방사성 핵종의 이동에 대한 비교, 분석함에 있다. 여기서 특정 주기는 고리1호기의 Co 측정 자료 중 23주기(2005.04.11. ~ 2006.05.05.)의 측정 데이터를 사용하여 모델링하였다.

초기의 연구 목적은 고리1호기의 S/G 교체 전후의 수치를 비교하며 메커니즘과 특징을 연구함에 있었으나, 한수원에 요청하여 받은 자료들을 검토 결과 S/G 교체 이전의 측정 자료들보다 교체 이후의 측정 자료들이 상대적으로 미비하여 최근 주기나 다른 주기를 사용하지 않고 23주기 데이터를 선정하였다.

CRUDTRAN 모델링에 필요한 인자는 총 50여 개 정도인데 이 인자들의 확보를 위하여 FSAR와 고리1호기의 실측 자료들을 비롯한 각종 보고서를 참고하여 인자들을 확보하였다. 또한, 모델링에 필요하지만 확보하지 못한 인자들(FPUR, IH)은 동일한 타입의 PWR원전의 수치를 보정하여 사용하였는데 그 방식은 동일한 인자를 가지고 출력비로 보정하여 사용하였다.

제3절 모델링 결과

부식생성물의 방사능은 기하학적 조건 및 화학적 조건에 따라 달라지며, 원자로의 가동 조건은 방사성 핵종의 유형, 포화 준위, 냉각재 내 불순물의 양과 유형, 출력, 노심 내 냉각재 체류 시간, 온도 및 압력, 냉각재 유속, 부식률, 정화 효율, 냉각재 내 CRUD의 침적률에 크게 영향을 준다. 부식은 중성자 수율, 원전 운전기간, 노심 온도의 종합적인 영향에 따라 그 증가율이 달라진다. 본 연구에서는 고리1호기에 대한 FSAR 및 협조자료 그리고 각종 보고서를 기초한 데이터를 기반으로 S/G와 Core 그리고 Coolant 내의 CRUD의 변화와 Co-58과 Co-60의 변화를 모델링하였다. 고리1호기의 23주기의 운전일수는 390일이고, 본 연구에서는 모델링상 편의를 위하여 운전일수를 400일로 가정하여 입력문을 작성하고 모델링하였다. 그림 16~21은 23주기 운전 중 각 구역에서의 방사능과 CRUD 총량의 분석 결과이다.

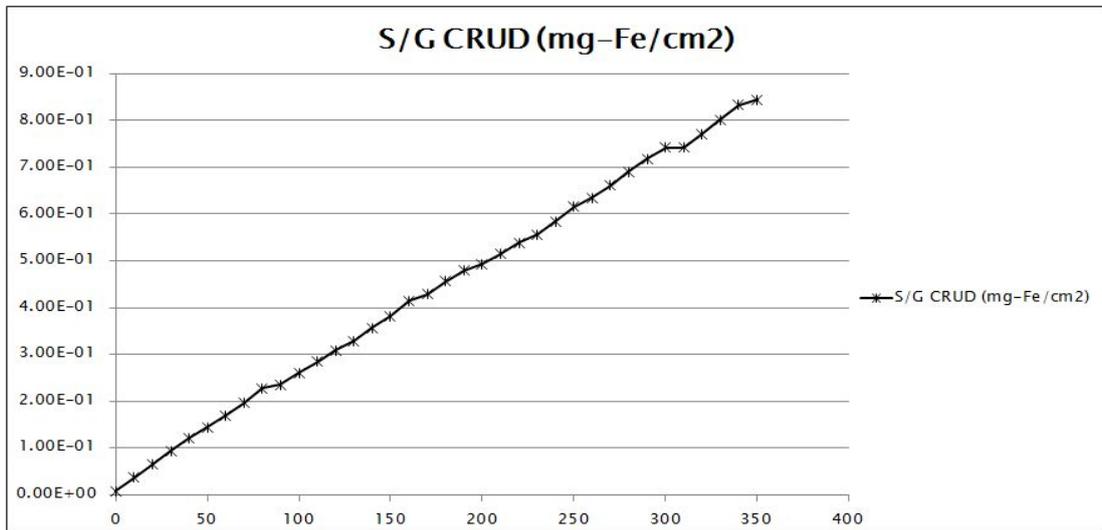


그림 16. 23주기 운전중 S/G내 CRUD의 변화

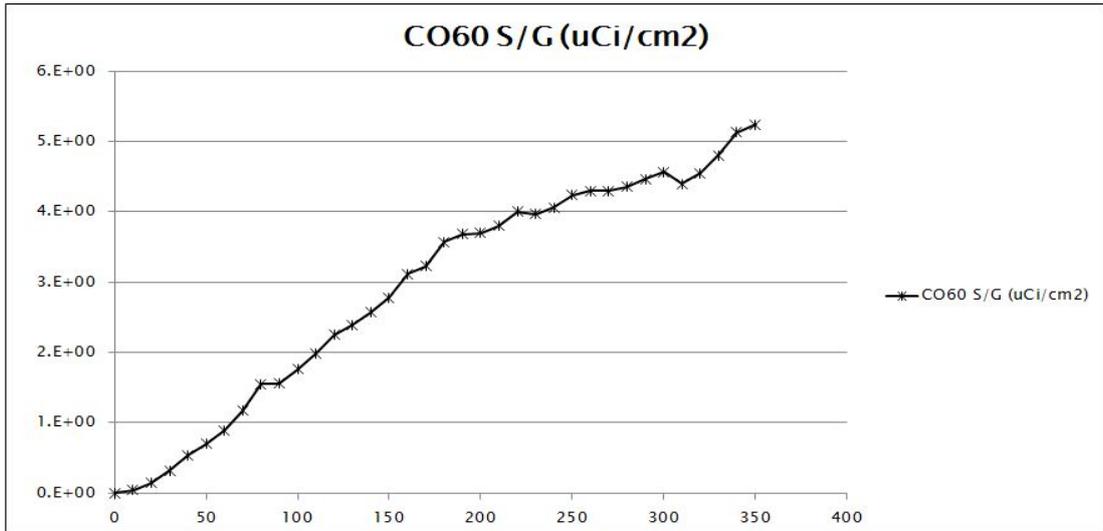


그림 17. 23주기 운전중 S/G내 Co-60의 변화

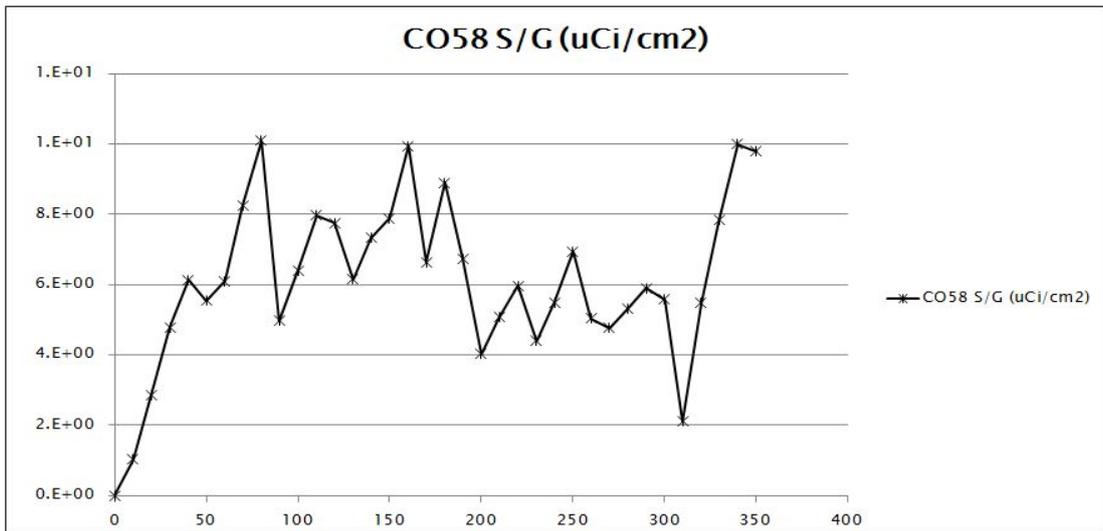


그림 18. 23주기 운전중 S/G내 Co-58의 변화

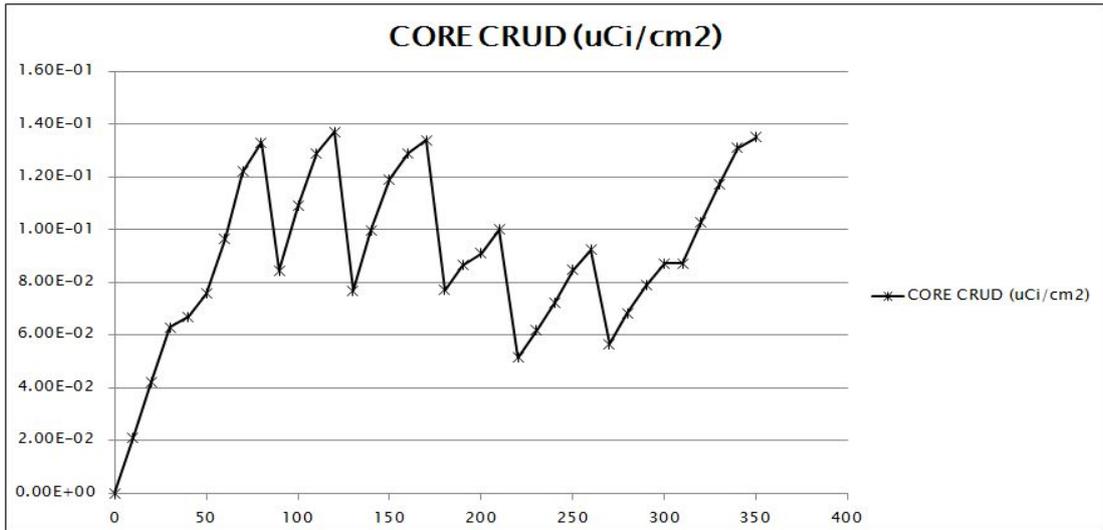


그림 19. 23주기 운전중 Core내 CRUD의 변화

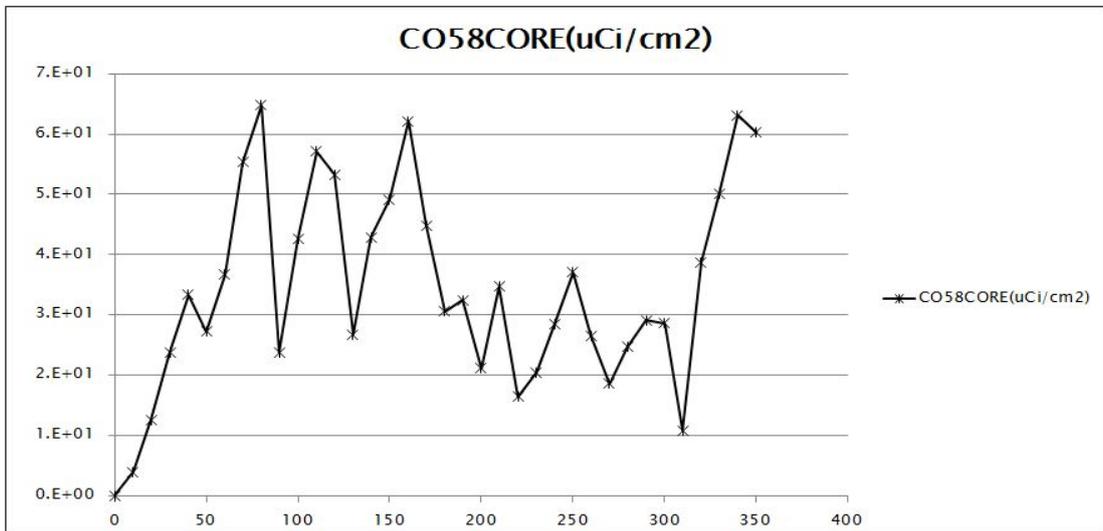


그림 20. 23주기 운전중 Core내 Co-58의 변화

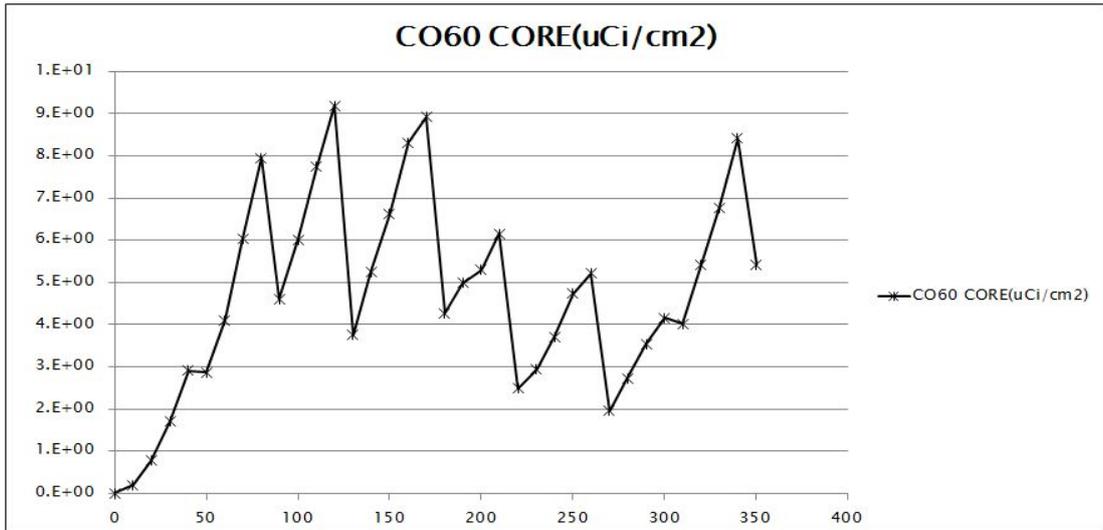


그림 21. 23주기 운전중 Core내 Co-60의 변화

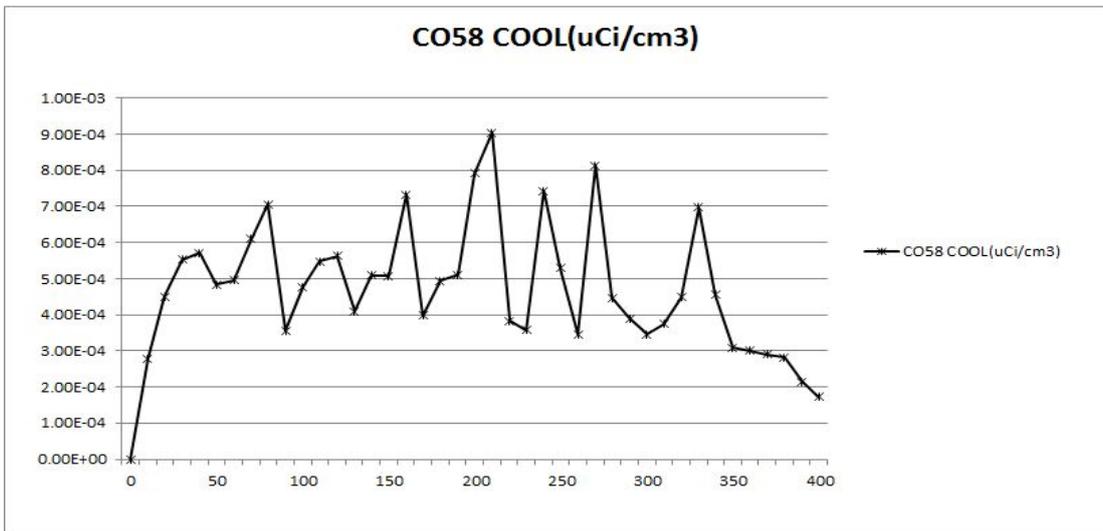


그림 22. 23주기 운전중 Coolant내 Co-58의 변화

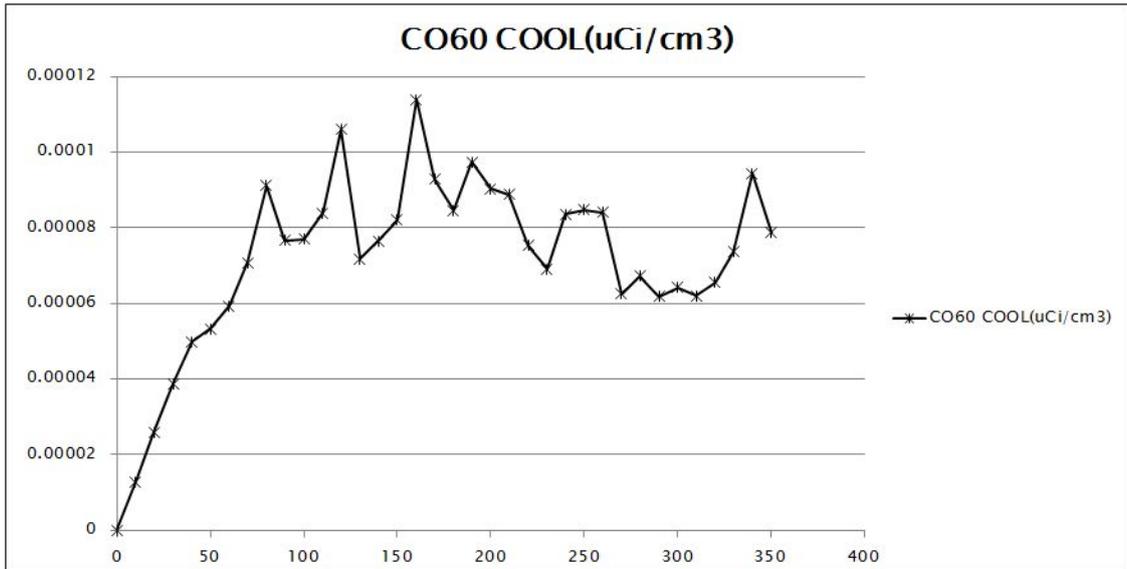


그림 23. 23주기 운전중 Coolant내 Co-60의 변화

한수원에 요청하여 협조받은 계통내의 Co-58과 Co-60의 수치를 살펴보면, 계통내의 Co-60은 예방정비기간 중에는 계측되나 정비기간 후의 정상운전 중에는 계측되지 않았다. 그래서 모델링의 신뢰도를 검증하기 위하여 실측치가 존재하는 Co-58의 계통내 방사선량을 실측치와 계산치를 비교해보았다. 비교 그래프는 다음과 같다.

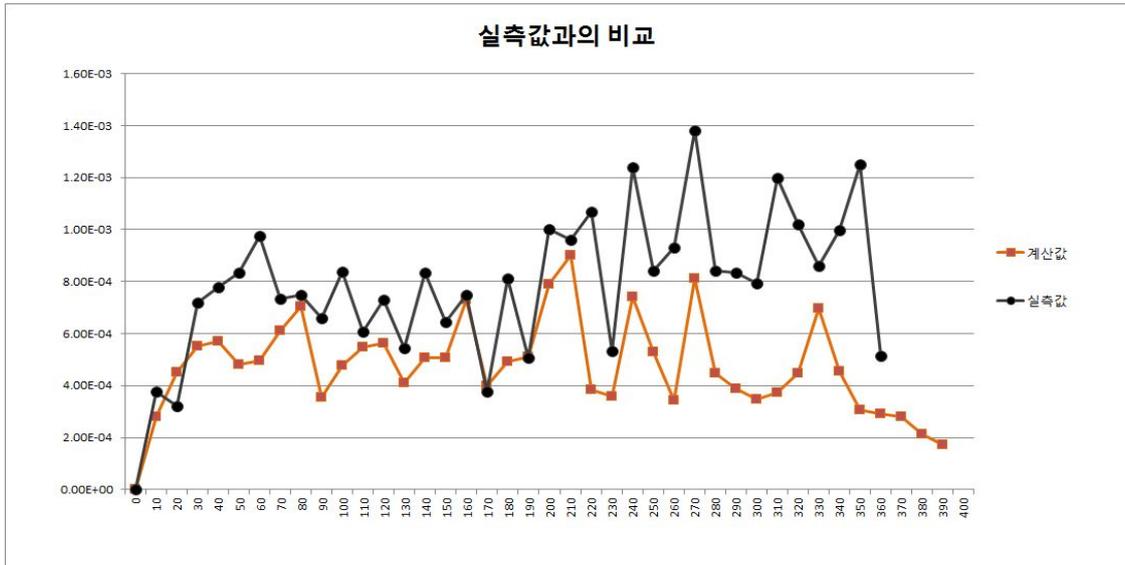


그림 24. 고리1호기 계통내 Co-58의 계산값과 실측치의 비교

제5장 결론 및 제안

본 연구에서는 CRUDTRAN코드를 선정하고 코드를 이용하여 고리1호기의 기반자료들을 이용하여 Co-58과 Co-60의 부분별 생성을 모델링하고 부식생성물의 거동과 방사능의 축적에 관련된 다양한 전산코드들을 검토하고 각 메커니즘에 따른 계산방식과 특징에 대해 분석을 하였다.

모델링 결과 CRUDTRAN코드를 이용한 모델링의 결과값이 고리1호기의 실측치와 비슷한 경향을 보임을 알 수 있었고, 특히 계통내의 Co-58 방사능 농도는 발전소의 실측치와 근사치를 보이는 결과를 보였다.

본 연구는 고리1호기의 23주기로 모델링을 하였으나 앞으로 제염 및 해체에 적합한 연구를 위해서는 S/G의 교체 전후의 실측 자료들을 수집하고 모델링하여 해체 시의 방사능 준위와 CRUD의 총량을 살펴볼 필요가 있다. 또한 정상운전주기 이외의 사고 조건(제어봉 오작동, 냉각재 펌프 정지, Station Black Out 등)의 데이터를 적용한 주기조건을 생성하고 모델링하는 연구도 향후 제염해체 관련 연구에 필요할 것으로 보인다.

본 연구에서 여러 부식생성물 관련 코드들을 살펴본 결과 각각의 코드별로 다양한 시뮬레이션 접근방법을 제시하고 있지만, 코드에 적용된 모델 대부분은 용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 고려하고 이러한 물질들이 일차 냉각재계통의 여러 구역에서 침적된다는 것을 동일하게 적용하고 있다. 또한, 코드 대부분은 실험적으로 결정된 변수를 기반으로 하고 있다. 비록 각각의 코드는 모델에 적용된 조건에 대해 충분한 평가를 수행하지만, 부식생성물의 복잡한 모든 거동 현상을 설명하지는 못한다. 만약 일차 계통재질로 새로운 합금이 도입된다면 현재까지 소개된 코드는 새로운 재질의 온도변화를 부식생성물 거동 시뮬레이션에 충분히 반영하기에는 한계가 있고 개선이 요구된다.

참고문헌

- [1] Lee CB. "Evaluation of CRUDTRAN Code to Predict Transport of Corrosion Products and Radioactivity in the PWR Primary Coolant System, CHIMIE 2002 International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactors Systems, 22-26 Avignon, France, April, 2002,
- [2] EPRI. "Evaluation of Cobalt Sources in Westing house Designed Three and Four Loop Plants", EPRI NP-2681, 1982.
- [3] IAEA-TECDOC-1672. "Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors, INTER NATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2012
- [4] IAEA-TECDOC-1672. "Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors, INTER NATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2012
- [5] Muhammad Rafique 등, "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.
- [6] Lee CB, "Modeling of corrosion product transport in PWR primary coolant. PhD Thesis" Nuclear Engineering Department, MIT, 1990.
- [7] 하위호, "원전 예방정비기간내 주요 부식생성물에 의한 감마선량 분포 해석", 한양대학교 대학원, 2006.
- [8] IAEA (1987) Reactor water chemistry relevant to coolant - cladding interaction. IAEA-TECDOC-429. International Atomic Energy Agency, Vienna
- [9] Rafique M, Mirza NM, Mirza SM (2009) Simulation and modeling of radioactivity build-up due to corrosion products in ion-exchanger and filters of a typical PWR. Radiochemistry 51:1:47-54
- [10] Allsop, H., Briden, B.L., Burrill, K.A., Proceedings of the International Symposium on Activity Transport in Water Cooled Nuclear Power Reactors, AECL report RC-1334 (1994).
- [11] M. Schwarz, G. Hache, P. von der Hardt, "PHEBUS FP: a severe accident

research programme for current and advanced light water reactors”, Nuclear Engineering and Design 187:47–69, 1999.

[12] Philippe Borys, “Activity removal and transport studies in support of PWR in-pile loop operation”, MIT, 1991.

[13] 신상화, 박광현, 황주호, 고리 1호기 원자로 압력용기의 방사화 선원항 평가”, 경희대학교, 2001.

[14] IAEA(2013), “NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD REFERENCE DATA SERIES”, No. 2 2013 Edition.

[15] Nishimura, T., Kasahara, K., Improvement of crud behaviour evaluation code (ACE), Proceedings of 1998 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants“, Kashiwakazi (1998).

[16] Zmitko, M., Investigation and modelling of activity transport in WWER primary systems, Proceedings of the International Symposium on Activity Transport in Water Cooled Nuclear Power Reactors, AECL report RC-1334 (1994).

[17] Beslu P (1978) A computer code PACTOLE to predict activation corrosion products in PWRs. In: Proc of the Int Conf on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth. British Nuclear Energy Society, London

[18] Kang S, Sejvar J (1985) The CORA-II model of PWR corrosion product transport. EPRI-NP-4246, Westinghouse Electric Corp., Pittsburgh, PA, USA, Nuclear Technology Div

[19] Morillon AM (1987) Modeling of radionuclide transport in a simulated PWR environment, Master Thesis, Nuclear Engineering Department, MIT, Massachusetts

[20] Song MC, Lee KJ (2003) The evaluation of radioactive corrosion product at PWR as change of primary coolant chemistry for long-term fuel cycle. Ann Nucl Energy 30:12:1231–1246

[21] Mirza AM, Mirza NM, Mir I (1998) Simulation of corrosion product activity in pressurized water reactors under flow rate transients. Ann Nucl Energy 25:6:331–345

- [22] Deeba F, Mirza Anwar M, Mirza NM (1999) Modeling and simulation of corrosion product activity in pressurized water reactors under power perturbations. *Ann Nucl Energy* 26;7:561–578
- [23] Mirza NM, Rafique M, Hyder MJ, Mirza SM (2003) Computer simulation of corrosion product activity in primary coolants of a typical PWR under flow rate transients and linearly accelerating corrosion. *Ann Nucl Energy* 30:831–851
- [24] Mirza NM, Rafique M, Mirza SM, Hyder MJ (2005) Simulation of corrosion product activity for nonlinearly rising corrosion on inner surfaces of primary coolant pipes of the typical PWR under flow rate transients. *Appl Radiat Isot* 62:681–692
- [25] Rafique M, Mirza NM, Mirza SM (2005) Kinetic study of corrosion product activity in primary coolant pipes of a typical PWR under flow rate transients and linearly increasing corrosion rates. *J Nucl Mater* 346:2/3:282–292

감사의 글

할 수 있을까? 라는 생각을 하면서 시작했던 광주생활, 대학생활, 대학원생활이었는데 좋은 교수님들 그리고 좋은 선, 후배들의 힘을 입어 지금까지 올 수 있었던 것 같습니다. 많은 고마운 분들께 대학원생활을 마무리하며 인사를 드리고자 짧은 글로써나마 감사의 글을 빌려 인사를 드리고자 합니다.

먼저 멀리서 제 걱정으로 마음고생하시고 이러 모로 뒷바라지 해주시고 신경써주신 제 아버지, 어머니께 인사를 드립니다. 감사합니다. 늘 뒤에서 바라봐주시는 고마움을 느끼고 있고 앞으로도 계속 그러시리라 믿고 있습니다. 그런 믿음만큼 제가 해야 될 일은 그 믿음에 보답하는 것 밖에 없는 것 같습니다. 어머니, 아버지 앞으로 더 좋은 모습 보일 수 있도록 힘쓰겠습니다.

이번엔 많은 가르침을 내려주신 교수님들께 인사를 드립니다. 천둥벌거숭이였던 저를 지금까지 이끌어주신 송종순 교수님께 먼저 인사드립니다. 실험실 생활하는 동안 제가 넓은 안목을 가질 수 있도록 지도해주신 교수님께 너무 감사드립니다. 교수님의 비호를 받으며 경험했던 그 순간순간들의 기억이 제가 앞으로 어디에 가서도 잘 적응할 수 있는 힘이 될 것 같아 매우 든든합니다. 지금까지 교수님이 제게 보내주셨던 성원에 꼭 보답할 수 있도록 노력하겠습니다. 또한 좋은 수업 강의해주시고 심사에 많은 도움을 주신 나만균 교수님, 김진원 교수님께도 감사드립니다.

다음으로는 대학원 생활 전부터 질 챙겨주신 영규형, 평규형 대학원 생활 때 힘이 돼 준 정민이형, 순호형, 선동이형, 인식이형, 주현이 그리고 우리 핵주기 사람들 민영이형, 상현이형, 강일이형, 영국이, 현민이, 선일이, 훈조, 승수까지 고맙다는 말을 하고 싶네요. 그밖에 여러 많은 분들의 힘으로 여기까지 오게 되었습니다. 여러분들이 없었으면 아마 여기까지 못 왔을 것 같네요. 모두에게 진심어린 감사를 드리고 싶습니다.

감사합니다.