



# 폐로에 관한 IAEA의 활동

(Reviews of IAEA's Activity on Decommissioning)

29 - 41 한국원자력연구소

*h*

# 제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

이 보고서를 “TRIGA원자로의 폐로연구”와 관련하여  
기술현황분석보고서로 제출합니다.

제목 : 폐로에 관한 IAEA의 활동

1996. 9

작성자 : 하나로센터 TRIGA운영실

책임연구원 서 두 환

감수자 : 하나로 운영팀장 이 지 복

## **ABSTRACT**

To date, well over 650 research reactors, including critical assemblies have been built or are in the construction or planning phase throughout the world. Over 370 research reactors have already been shut down and decommissioned to different stages. By the turn of the century, about 220 research reactors operating today will have reached 30 years of age and will also become likely candidates for decommissioning.

Decontamination and decommissioning(D/D) activities were introduced in the IAEA's programme in 1973. Since 1980, the IAEA has published more than ten technological review reports and safety and regulatory guidance reports in the area of D/D.

In part I, concept of exemption level and outline of deriving method for exempt quantities are described and example exempt quantities presented. And part II describes the outline of the IAEA technical report on "Decommissioning Techniques for Research Reactors" which has been published recently.

# 목 차

<b>I. 해체폐기물의 규제제의 기준</b> .....	4
1. 머리말 .....	4
2. 디커미셔닝 .....	4
2.1 원자력시설의 디커미셔닝 .....	4
2.2 원자력발전소의 디커미셔닝 .....	7
2.3 디커미셔닝 내용 .....	8
3. 고체폐기물의 규제제외 기준 .....	9
3.1 규제제외의 배경 .....	9
3.2 규제제외의 원칙 .....	10
3.3 규제제외 원칙의 적용 .....	11
3.4 규제제외농도의 산출 .....	13
3.5 일반사회로의 환원 및 재사용을 고려한 규제제외 농도 .....	16
3.6 무구속규제제외치 .....	19
3.7 규제제외 기준의 측정 .....	19
참고문헌 .....	21
<b>II. 연구용 원자로의 디커미셔닝 기술</b> .....	23
1. 머리말 .....	23
2. 경 위 .....	24
3. 보고서의 내용 .....	24
3.1 목적과 대상 .....	24
3.2 연구로의 분류 .....	25
3.3 디커미셔닝의 단계(스테이지) .....	27
3.4 디커미셔닝의 계획과 관리 .....	30
3.5 규제외 개요 .....	34
3.6 노형별로 고려해야 할 사항 .....	35
3.7 연구로 전반에 적용할 수 있는 해체기술 .....	36
3.8 폐기물 관리 .....	37
참고 문헌 .....	39
맺는 말 .....	40

# I. 해체폐기물의 규제제외 기준

## 1. 머리말

IAEA는 원자력시설의 제염과 디커미셔닝에 관한 활동을 1973년에 개시하여, 1980년 부터 현재까지 기술보고서, 안전, 규제지침에 관한 보고서를 10여편 출판하고 있다<sup>1)~9)</sup>.

오늘날, 세계중에서 370기의 연구로가 이미 폐쇄되어 있다. 그 외에, 헛수가 30년을 넘은 원자로는 연구로가 220기, 발전로는 11기이다<sup>10,11)</sup>. 앞으로 이들 원자로는 연명조치 또는 폐지조치의 대상으로 된다. 헛수가 30년이 넘은 연구로 및 발전로의 수를 각각 그림 1과 그림 2에 나타내었다. 현재, 원자로의 제염, 디커미셔닝하는 기본적인 기술은, 선진국에서는 이미 개발되어 있다.

IAEA의 디커미셔닝 활동중에서 화제로 되어있는 것은 원자력 시설의 제염, 해체기술은 당연한 것이며, 최근에는 해체자재를 일반사회로 환원(recycle : 용융처리, 가공후의 재이용)하는 것과 재사용하는 것이 있다. 이들에 관련되는 규제제외기준(exemption level)도 중요한 과제이다. 이 보고서에는 이들 화제에 대하여, IAEA의 활동상황을 소개하고 있다.

## 1. 디커미셔닝

### 2.1. 원자력시설의 디커미셔닝

디커미셔닝(decommissioning)라는 말은, 임무를 해제하고 퇴역시킨

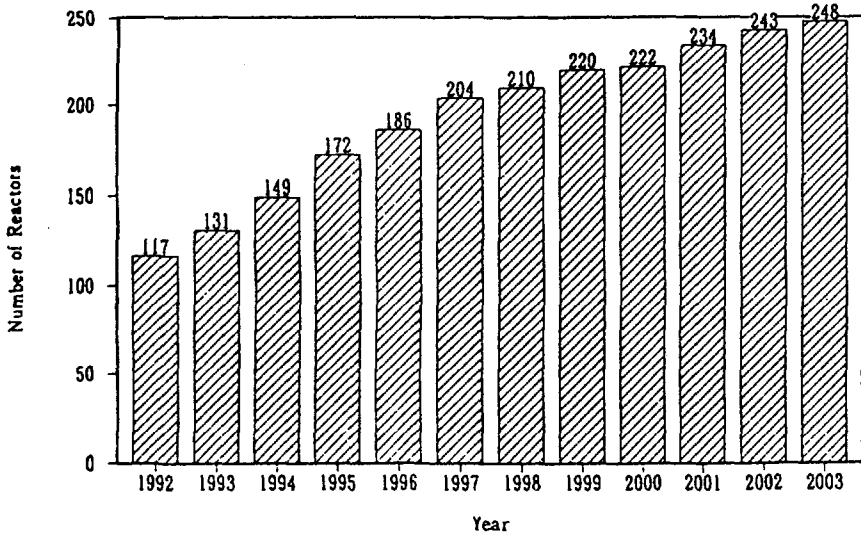


그림.1. 30년을 초과한 연구로의 기수

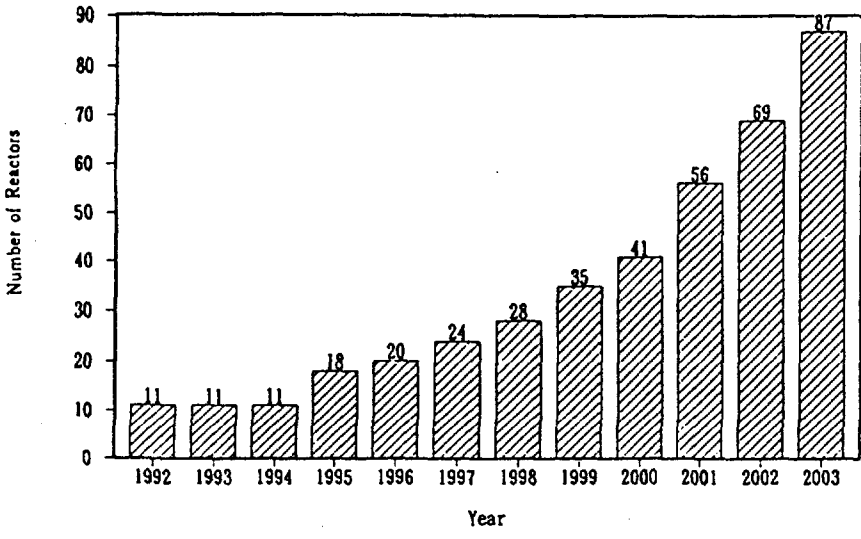


그림.2. 30년을 초과한 발전로의 기수

다는 뜻이다. 이 용어는 사용하는 상황에 따라 퇴역, 폐지조치 또는 경우에 따라 해체라고 번역하고 있다. 원자력 분야에서 디커미셔닝이라는 말의 뜻은, 원자력시설의 유효수명이 끝났을 때, 디커미셔닝 작업자의 안전과 건강, 그리고 그 시점에서 장래에 대하여 공중과 환경을 지킬 수 있는 시설의 역할 폐지행위 전반을 포함하고 있다<sup>6)</sup>. 즉 디커미셔닝이라는 행위에는 제염, 방사성 폐기물제거, 개인피폭의 최소화, 불필요한 건물의 해체, 최종적인 시설이나 장소의 무구속해방, 방사성폐기물의 안전저장, 수송 및 처리라는 여러 과정이 포함된다.

발전로는 일반적으로 30년에서 40년의 설계년수를 가진다. 이 설계년수에 도달한 원자로는, 만약 경제적인 매력이 있고 또 규제가 허용되면 연명할 것이며, 그렇지 않으면 영원히 임무는 끝나게 된다. 즉, 디커미셔닝 된다.

수명연장 또는 디커미셔닝을 고려해야 할 수명이 30년 이상 경과한 연구로 및 발전로의 수는, 그림 1과 2에서 알 수 있는 바와 같이 증가일로에 있다. 예를 들면, 1986년까지 500기의 연구시험용 원자로가 선진국 22개국과 개발도상국 33개국에서 운전되고 있는데, 그 중 400기 이상은 1957년에서 1970년 사이에 운전을 개시한 원자로이다.

한편, 발전로쪽은 해체를 고려하고 있는 원자로는 현재로서는 별로 많지 않지만, 몇몇 원자로는 그 수명을 다 하였다.

이와 같은 배경이 있기 때문에, 원자로를 가지고 있는 국가들은 디커미셔닝에 관심을 두고 있다. 즉, 노후화한 시설을 디커미셔닝하거나 수명을 연장시키지 않으면 안되기 때문이다.

몇 나라에서는, 이미 필요가 없어진 원자력시설을 안전하게 효율적으로 또 타당한 비용으로 디커미셔닝하는 전략을, 국가의 원자력 정책의 일환으로 수립하고 있다. 이 전략은 당연히 국가가 정한 필요한 요건을 보증하지 않으면 안된다. 일반적으로 국가의 디커미셔닝에 관한 전략은,

아래의 항목을 포함하여야 한다.

- ① 관련 법률 및 규칙
- ② 방사선방호
- ③ 잔류방사능의 허용농도
- ④ 폐기물저장시설 또는 처분시설
- ⑤ 디커미셔닝을 실시하는 기관의 자격
- ⑥ 인허가 조건
- ⑦ 환경 영향 평가

원자력발전소 디커미셔닝의 계획은, 국가의 디커미셔닝 전략의 지도 하에서, 각각의 시설소유자가 작성해야 한다. 오늘날, 원자로의 디커미셔닝은 특히 주목을 받고 있지만, 다른 원자력시설도 마찬가지로 고려해야 할 것이다. 일례를 들면 연료제조시설, 재처리시설, 우라늄농축시설, 방사성동위원소 및 방사선원의 제작과 조제시설, 기타 연구용방사성물질 취급시설이 있다.

## 2.2. 원자력발전소의 디커미셔닝

현대로서는, 원자력발전소에 대한 완전한 디커미셔닝의 예는 없지만, 대규모의 원자력발전소도 작업자 및 환경에 영향을 주지 않고, 또 터무니 없이 비싼 비용을 들지 않고 디커미셔닝할 수 있다고 전문가들은 생각하고 있다. 지금까지 연구로, 원형로 그리고 Shippingport와 JPDR이라는 실증로 등 140기 이상이 디커미셔닝되었기 때문에, 이들의 경험과 실적에 근거를 둔 의견이다. 또한 TMI 2호기의 디커미셔닝도 완료되었다. 그 외에 디커미셔닝에 직접 관련되는 원자로 구성 부품의 교환 기술 및 경험이 있기 때문이다.

디커미셔닝방법 및 기술의 발달은, 최근에 특히 놀라운 것이 있다. 원



자로내의 화학제염, 플라즈마절단, 레이저절단, 다이아몬드 톱 절단 및 원격조작의 경험이 많아지고 있다. 그러나, 원자력발전소처럼 규모가 큰 시설을 해체하기 위해서는, 그 비용을 저감할 수 있고, 또 발생폐기물량 및 작업자의 피폭을 최소한으로 억제할 수 있는 해체 장치나 기술의 개량이 더욱더 필요할 것이다. 여기서 중요한 것은 디커미셔닝에 소요되는 시간, 해체후에 남는 방사능 농도 및 해체폐기물의 처분을 고려하여, 그 해체의 최종목적 및 기준을 명확하게 하는데 있다.

방사성물질의 제거가 디커미셔닝의 첫째 단계이며, 핵연료, 제어봉, 이온교환수지, 중성자로 방사화된 물질 및 이것으로 인하여 오염된 물질을 어떻게 효율적으로 제거하느냐가 기본이 된다. 이 때의 문제로서는, 오염물과 비오염물과를 구별하는 측정기술이 있다. 대량으로 발생하고, 또 갖가지 형태를 갖는 백그라운드 준위의 방사능을 가지고 있는 시료를 어떻게 효율적으로 측정할 것인가. 이 문제는 디커미셔닝의 비용에 관계된다. 또 디커미셔닝 종료시에 시설 또는 부지내에 남을지 모르는 방사능의 관점에서, 최종목적에도 관여된다.

### 2.3. 디커미셔닝 비용

원자력발전소의 디커미셔닝에 소요되는 비용은, 국가에 따라 또는 노형, 운전년수, 규제, 폐기물량, 처분장, 인건비 등에 따라 달라진다. 규제 제외기준의 설정에 따라도 변할 것이다. 또 원자력폐쇄후 몇년의 냉각기간을 두고 해체를 개시하느냐에 따라 좌우된다. 그 외에, 견보기의 비용은 각국의 통화 환률에 따라서 달라진다. 그러나, 지금까지 실시한 제염 및 디커미셔닝의 경험, 및 통상작업과 같은 역무비에서, 그 비용을 개략 시산할 수 있다. 원자력발전소 디커미셔닝의 총비용, 즉 디커미셔닝 개

시에서 부지의 무구속 해방까지에 소요되는 비용은, 발전소건설 초기투자액의 약 20%정도이다. 이 비용은 그 발전소에서 발전한 전력요금에서 보면, 큰 비율은 아니다. 가령, 원자력발전소의 운전기간을 25년으로 잡고, 그 기간의 전력요금의 2%를 디커미셔닝에 할당한다면, 디커미셔닝 비용은 충분히 마련될 것이다. 이미, 디커미셔닝의 비용을 전력요금의 일부에 할당시킨다는 생각은, 여러 나라에서 채택하고 있다.

### 3. 고체폐기물의 규제제외기준

#### 3.1. 규제제외의 배경

방사선은 기본적으로 건강을 해치는 가능성이 있다고 인식되어 있으며, 따라서 방사선원의 사용은 법령으로 규제하고 있다. 그러나, 어떤 종류의 방사선원은 조건에 따라서는 위험도가 매우 작아서 법으로 규제할 필요가 없는 것이다. 또 우주선처럼 제어불가능한 것으로서 규제에서 벗어난 것도 있다.

규제제외의 개념에 대해서는 IAEA에서는 주로 폐기물처분과 관련하여 “deminimis”, 즉 “법률은 지나치게 자세한 것은 관여하지 않는다”라는 방향으로 논의가 진행되고 있다. 1984년에 방사선원의 규제제외와 법률운영의 원칙을 명확히 하자는 프로그램을 개시하여, 다음 해인 1985년에 NEA와 WHO와의 공동으로 규제제외의 원칙을 주제로한 회의를 개최하였다. 1987년에, IAEA는 규제제외의 원칙과 저준위 방사성폐기물의 처분에의 적용에 대하여 논의한 중간보고서를 제출하였다. 이어서, 제외원칙에 관한 국제적인 여론의 일치를 얻기 위한 논의가 있었고, 1988년에 IAEA와 NEA가 공동개최한 자문위원회에서 의견의 일치를 보았다. 이 자문 위원회에서의 결의는 “방사선원의 규제제외 및 규제관

리의 법절차”라는 표제로 IAEA 일련의 안전보고서로서 출판되어 있다<sup>12)</sup>. IAEA는 이 규제제외원칙을 원자력산업에서 발생하는 자재를 일반 사회로 환원하는 것, 재사용에 적용하는데의 문제점, 병원과 연구시설에서 발생하는 폐기물에 적용하기 위한 문제점에 대하여 검토를 진행하고 있다<sup>13)</sup>.

100만 kW급의 가압수형 또는 비등수형의 원자로에 사용되고 있는 철의 중량은 약 1만톤이며, 그 중의 약 반은 제염함으로써 사회로 환원, 재이용이 가능하다고 생각된다. 콘크리트에 대해서도, 수 10만톤의 사용량 중, 약 반은 콘크리트를 새로 만들 때의 골재로서 재이용할 수 있다면, 폐기물처분비용을 경감시킬 수 있다.

상기 검토는, 자재를 일반사회로 환원 또는 처분할 수 있다는 조건이 붙은 경우이다. 이와 같이 조건부인 경우에는, 각국에서 제외값을 규정하는 것은 가능하다. 그러나, 일단 규제에서 제외된 자재, 특히 철 및 비철금속은 일반사회로 환원된 후, 다른 나라로 매각되어 거기서 이용될 가능성이 있다. 따라서, 국제적으로 받아들일 수 있는 무구속 규제제외 기준의 설정이 필요하다.

### 3.2. 규제제외의 원칙

IAEA의 안전지침 No.89(1988)<sup>12)</sup>에, 규제에서 제외할 것인가 하지 않을 것인가를 결정하기 위하여, 두 가지의 기본적인 기준이 명기되어 있다. 그것은 규제상의 염려가 전혀 없는 정도로 개인의 위험도가 적어야 한다는 것과, 방사선방호의 최적화가 이루어져 있어야 한다.

규제제외의 관점에서 개인이 받은 선량(외부피폭에 의한 실행 선량당량+내부피폭에 의한 예탁실행선량당량)을 고려할 경우, 연간 수 10 $\mu$ Sv 정도면 문제가 없을 것으로 전문가들이 생각하고 있는 선량이다. 다

만, 이 선량은 개인이 몇 가지의 규제제외물질로부터 피폭되는 선량의 총량이며, 총선량이 이자리수를 초과하지 않는 것이 중요하다. IAEA의 지침에는 각각의 규제제외 물질로부터의 결정집단의 평균적인 개인에 대한 선량이  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 을 초과하지 않도록 하고 있다. 이 선량은 자연 방사선에 의한 피폭의 약 1/100이다.

방사선방호의 최적화에 관해서는, 규제제외함으로써 집단당의 집단 실행선량,  $1\text{man Sv}$ 를 초과하지 않도록 권고하고 있다.

### 3.3. 규제제외 원칙의 적용

규제제외의 원칙은 위험도(risk) 및 선량이라는 말로 표현되고 있지만, 이것을 적용하기 위해서는 실용적인 방사능농도로 표현하는 것이 실제적일 것이다. 규제제외치를 방사능농도  $\text{Bq}/\text{g}$  또는  $\text{Bq}/\text{cm}^2$ 으로 나타내는 것이 실제적일 것이다.

규제제외의 일반적인 개념은, 제외물을 비방사성물질과 마찬가지로 취급할 수 있도록 안전히 법규제에서 제외하는 것이다. 그러나, 실제로으로는 안전히 법규제에서 벗어날 수 없는 경우도 종종 있다. 특정한 사용조건부로 제외물로서 허용되는 경우이다. 이와 같은 것을 구속 규제제외라 부르고 있다.

안전히 법규제에서 제외하는 경우는, 가능성이 있는 피폭경로를 모두 검토하여, 규제를 제외시킨 물질이 어디서 어떻게 사용되는가에 관계없이, 그들의 피폭경로에서 산출되는 방사능농도를 모두 고려해야 한다. 이와같은 규제제외를 무구속규제제외라 한다. 이와 같은 무구속 제외물은 다른 나라로 이동되어 갈 것이라고 당연히 생각할 수 있다. 따라서, 무구속 제외물은 한 나라의 문제가 아니라, 일반 원칙으로서 국제간의 협정이 있어야 할 것이다.

무구속규제제외에 의한 피폭선량의 계산은, 핵종에 따라서 얻을 수 있는 가장 높은 산량을 고려한 피폭시나리오, 그리고 피폭경로에 따라 계산하지 않으면 안된다. 또 이 계산으로 얻은 값, 즉 규제제외농도를 받아들이기 위해서는, 시나리오의 선정에 있어서 정확한 판단이 있어야 한다. 통상, 규제제외 농도의 산출에는 계산결과가 안전 쪽으로 되도록 가정할 것이고, 또 파라미터의 값을 사용할 것이다. 따라서, 이와같은 사고를 바탕으로 산출된 규제제외 농도는 안전한 것이며, 이 방사능농도를 제외된 물질에 의하여 실제적으로 피폭되는 선량은, 개인의 피폭선량기준인  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 보다 훨씬 낮은 값이 될 것이다.

무엇을 어떻게 규제제외할 것인가가 명확히 한정되어 있는 경우, 예를 들면 오염금속스크랩을 재이용하는 것으로 확실하게 정해져 있는 경우는, 그 한정조건, 비오염금속으로서의 회석률과 같은 특징을 고려할 수 있을 것이다. 만약, 재이용에 의한 방사성핵종으로 부터의 직접선량이 낮다는 것이 명백하면, 그 재이용분야에서는 더 큰 선량 ( $수10\mu\text{Sv}$ )을 규제선량으로 간주해도 될 것이다. 또 규제방사능도를 계산할 때, 가장 실상에 알맞는 가정을 선량계산에 도입하기 위하여 고려해야 할 피폭시나리오의 수를 제한해도 될 것이다. 이와 같은 것을 고려하면 구속 규제제외의 경우는, 무구속 규제제외의 경우와 비교하여 더 높은 방사능 농도의 규제제외치를 산출할 수 있을 것이다. 물론, 이 경우는 방사성 물질을 어떻게 재이용할 것인가의 조건부 구속규제제외 농도로 된다. 만약, 어떻게 재이용할 것인가를 보증할 수 없는 경우는, 무구속제외의 사고방법으로 결정한 규제농도를 사용하는 쪽이 적절할 것이다.

### 3.4. 규제제외농도의 산출

최근, 규제제외농도의 산출에 관한 검토가 수행되고 있다. 이들 분야는 핵연료사이클에서의 저준위고체폐기물, 의료·연구기관에서의 방사성핵종 이용에서 발생하는 저준위기체, 액체 및 고체 폐기물, 그리고 원자력시설의 디커미셔닝에서 발생하는 철, 비철 및 콘크리트이다.

일반적으로, 고체폐기물은 처분되고, 기체 및 액체폐기물은 환경으로 직접 방출되는 예가 많다. 그러나 그 중에서 금속류 및 콘크리트는 사회로 환원하여 재이용하는 것도 생각하고 있다. 따라서, 여기에서는 디커미셔닝에 관련하여 철, 알루미늄 및 콘크리트의 예를 들어 생각해 본다. 또 규제제외 농도의 산출에는, 통상 개인의 실행선량 당량이 가장 많이 통하므로  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 이라는 개인피폭의 선량기준에서 계산한 규제제외치만을 제시한다. 규격제외치의 계산식에 대하여 아래와 같이 간단히 표기해 둔다. 각종 시나리오, 가정, 입력자료의 상세한 것은 IAEA의 Safety Series No.111<sup>13)</sup>을 참고하기 바란다.

외부피폭에 의한 개인의 실효선량당량의 계산은 다음식을 이용하였다.

$$H_{\text{EXT},i,s} = t C_i D F_{\text{EXT},i,s} W P \quad (1)$$

여기서,

- $H_{\text{EXT},i,s}$  : Source Category s의 방사성 핵종 i에서 받는 연간 외부 피폭에 의한 실효선량당량( $\text{Sv}/\text{년}$ )
- t : 개인피폭시간( $\text{h}/\text{년}$ )
- $C_i$  : 재이용을 위하여 규제제외를 받은 물질내 방사성 핵종 i의 초기농도

- DF<sub>EXT,i,s</sub> : Source Category s의 방사성 핵종 i로 부터의 외부피폭에 의한 실효선량당량 ; (Sv /h) / (Bq /g)
- W : (작업자가 취급하는 규제제외 물질량) / (작업자가 취급하는 전물질량), 이 평가에서는 1.0로 함
- P : 피폭자수(개인피폭선량계산에서는 P=1로 잡음)

재이용피폭시나리오에서 한정되어 있는 개인이, 방사성핵종을 섭취하므로써 받은 예탁선량의 일반적인 평가식은 다음과 같다.

$$H_{INH,i} = Vt DF_{INH,i} W (C_d C_{w,i} + C_{s,i} RF \cdot TF_{INH}) \quad (2)$$

여기서,

- H<sub>INH,i</sub> : 방사성핵종 i를 1년간 흡입섭취하여 받은 예탁실효선량 당량(Sv)
- V : 작업자의 환기율(m<sup>3</sup>/h)(계산에는 1.2m<sup>3</sup>/h를 사용)
- DF<sub>INH,i</sub> : 방사성핵종 i를 1Bq 흡수섭취하여 받은 예탁실효선량 당량(Sv /Bq)
- C<sub>d</sub> : 공기중에 존재하여 호흡에 관여하는 먼지의 농도(g /m<sup>3</sup>)
- C<sub>w,i</sub> : 규제제외 되어 재사용하고 있는 물질내에 존재는 방사성 핵종 i의 농도(Bq /g)(1Bq /g로 잡음)
- C<sub>s,i</sub> : 표면오염으로 존재하는 방사성 핵종 i의 농도(Bq /cm<sup>2</sup>) (10<sup>4</sup>Bq /m<sup>2</sup> 또는 1Bq /cm<sup>2</sup>로 잡음)
- RF : 표면 방사능의 재부유계수(m<sup>-1</sup>)(10<sup>-6</sup>m<sup>-1</sup>로 잡음)
- TF<sub>INH</sub> : 표면방사능이 흡입섭취에 옮겨가는 계수 ; 즉 재부유하는 표면오염의 비율(m<sup>-1</sup>)(10<sup>-6</sup>m<sup>-1</sup>로 잡음)

재이용금속의 표면방사능오염을 2차섭취한 경우, 즉 손, 식물, 담배에서 경구섭취한 경우, 개인의 피폭선량은 다음식으로 계산된다.

$$H_{\text{ING},i} = tDF_{\text{ING},i} W(I \cdot C_{\text{ING},i} + K \cdot TF_{\text{ING}} C_{s,i}) \quad (3)$$

여기서,

$H_{\text{ING},i}$  : 방사성 핵종  $i$ 를 1년간 경구섭취하여 받은 예탁실효선량당량(Sv)

$DF_{\text{ING},i}$  : 방사성 핵종  $i$ 를 1Bq 경구 섭취하였을 때의 예탁실효선량당량(Sv/Bq)

$I$  : 표면 오염으로부터의 2차 경구 섭취율(g/h)(0.01~~Bq~~<sup>g</sup>/h로 잡음)

$C_{\text{ING},i}$  : 먼지속에 있는 방사성 물질의  $i$ 의 농도(Bq/g)(1.0Bq/g로 잡음)

$K$  : 표면오염으로부터의 2차 경구섭취율( $\text{m}^2/\text{h}$ )( $10^{-4}\text{m}^2/\text{h}$ 로 잡음)

$TF_{\text{ING},i}$  : 표면 방사능이 경구 섭취되는 율(0.01로 잡음)

$C_{s,i}$  : 표면 오염중의 방사성 핵종  $i$ 의 농도(Bq/ $\text{m}^2$ )( $10^4$  또는 1Bq/ $\text{cm}^2$ 로 잡음)

그 외에, 용융, 제련과정에서 발생하고 방사성물질에 의한 개인피폭선량도 계산하고 있다.

규제상, 문제가 되는 방사성핵종의 대표적인 것으로서, 고에너지의  $\gamma$ 선을 방출하는 Co-60 및 장반감기를 갖는  $\alpha$ 핵종의 Pu-239를 채택하여, 각각의 단위비방사능(1Bq/g)에 의한 개인피폭선량을 시산하였다.

Co-60의 재사용 경우, 그 기기의 크기에 영향이 있다. 예를 들면, 펌프류라면 작업자의 외부피폭선량은 개인피폭 기준 보다 한자리수 작은 값



이며, 수톤이라는 큰기기를 사용할 때 받은 선량은, 개인피폭기준보다 두자리수 큰 값으로 된다. 이와 같은 사실에서, 재사용하기 위해서 규제 제외치를 설정하는 경우는, 그 기기의 크기가 중요한 요인이 된다는 것을 알 수 있다.

### 3.5. 일반사회로의 환원 및 재사용을 고려한 규제제외 농도

철, 알루미늄 및 콘크리트를 일반사회로 환원할 때의 규제제외 농도에 대한 계산결과를 표 1에 나타낸다<sup>13)</sup>. 방사성핵종의 농도는 상정되는 피폭 시나리오 중에서 가장 제한이 엄격하다고 생각되는 피폭시나리오에, 개인피폭의 선량기준  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 을 적용시켜 산출하였다. 단, 이들 산출되는 가정의 설정, 파라미터의 입력값에 따라 변화하는 것이다. 예를 들면, 철의 경우 희석률 1, 즉 전혀 희석하지 않고 오염물질 그 자체를 사용한다는 것을 가정한 경우의 값이다. 이 표를 보면, 철은 알루미늄 및 콘크리트 재료 보다도 약간 제한이 엄격함을 알 수 있다. 방사성 핵종 별로 보면, 고에너지의 Co-60 및 장반감기의  $\alpha$ 방사체인 Pu-239과 Am-241에 대한 규제제외농도가, 다른 핵종보다 낮다는 것을 알 수 있다.

재사용인 경우는 규제제외기준을 건물, 공구류, 모터, 펌프 및 기타 장치로부터의 흡입 및 섭취에서 산출하였다. 계산결과를 단위표면적당의 농도를 표 1에 나타내었다. 역시,  $\alpha$ 방사체인 Pu-239 및 Am-241의 농도 제한이 엄격함을 알 수 있다.

사회로의 환원, 즉 재이용 및 재사용에 대한 규제제외 농도의 범위를 표 2에 나타낸다<sup>13)</sup>.  $\alpha$ 핵종(U-238, Pu-239, Am-241)의 규제제외기준은 섭취에 의한 피폭으로 제한된다. 금속 또는 콘크리트를 재이용하는 경우, 약  $0.1\sim 10\text{Bq}/\text{g}$ 의 범위이며, 공구류, 설비 또는 방을 재사용하는

표 1 재이용·재사용에 대한 핵종별 규제제외 농도

Radionuclide group	Recycle or reuse category	Derived exemption level	Acceptable amount for recycle (t/a)
<i>Alpha emitters:</i> U-238, Pu-239, Am-241	Steel recycle	0.3-1 Bq/g	$2 \times 10^4 - 6 \times 10^4$
	Aluminium recycle	1-5 Bq/g	$1 \times 10^3 - 4 \times 10^3$
	Concrete recycle	0.9-3 Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	0.2-1 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	0.3-1 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	0.7-4 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>Photon emitters:</i> Co-60, Nb-94, Eu-152, Mn-54, Zn-65, Cs-137	Steel recycle	0.1-0.6 Bq/g	$5 \times 10^3 - 6 \times 10^4$
	Aluminium recycle	0.3-2 Bq/g	$3 \times 10^3 - 2 \times 10^4$
	Concrete recycle	0.3-2 Bq/g	$10^6 - 2 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	0.1-0.6 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	1-6 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	10-50 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>No-photon emission:</i> Sr-90, Pu-241	Steel recycle	10-50 Bq/g	$3 \times 10^3 - 2 \times 10^4$
	Aluminium recycle	70-200 Bq/g	$3 \times 10^2 - 1 \times 10^3$
	Concrete recycle	50-300 Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	10-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	20-70 Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	40-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
<i>Other low dose:</i> Cl-36, Ca-41, Fe-55, Ni-63, Tc-99	Steel recycle	$7 \times 10^3 - 2 \times 10^4$ Bq/g	$2 \times 10^3 - 9 \times 10^3$
	Aluminium recycle	$1 \times 10^3 - 4 \times 10^4$ Bq/g	$2 \times 10^2 - 5 \times 10^3$
	Concrete recycle	$2 \times 10^4 - 2 \times 10^5$ Bq/g	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^6$
	Room reuse (surface)	$9 \times 10^1 - 3 \times 10^3$ Bq/cm <sup>2</sup>	—
	Room reuse (volume)	$9 \times 10^2 - 2 \times 10^4$ Bq/g	—
	Tool/equipment reuse	$5 \times 10^3 - 1 \times 10^4$ Bq/cm <sup>2</sup>	—

표 2 재이용·재사용에 대한 방사선별 규제제외 농도

Radionuclide group	Recycle or reuse category	Overall range of estimated exemption level	Overall range of acceptable amount for recycle (t)
Alpha emitters	Metal/concrete recycle	0.1-10 Bq/g	$10^3 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	0.1-10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Photon emitters	Metal/concrete recycle	0.1-1 Bq/g	$10^3 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	0.1-10 Bq/cm <sup>2</sup>	—
No-photon emission	Metal/concrete recycle	10-100 Bq/g	$10^2 - 10^4$
	Reuse (surfaces)	10-100 Bq/cm <sup>2</sup>	—
Other low dose	Metal/concrete recycle	$10^3 - 10^5$ Bq/g	$10^2 - 10^6$
	Reuse (surfaces)	$10^2 - 10^4$ Bq/cm <sup>2</sup>	—

경우는 약 0.1~10Bq/cm<sup>2</sup>의 범위이다.

γ핵종(Co-60, Nb-94, Eu-152, Mn-54, Zn-56, Cs-137)에 대한 규제 제외농도는, 개인의 외부피폭평가를 근거로 구하였다. 금속 또는 콘크리트를 재이용하는 경우, 약 0.1에서 10Bq/g의 범위이며, 공구류, 설비 또는 방을 재사용하는 경우는 약 0.1에서 10Bq/cm<sup>2</sup>의 범위이다.

β핵종(Sr-90, Pu-241)에 대한 규제 제외 농도는, 체내 섭취로 제한되고 시나리오에 따라 변한다. 금속 또는 콘크리트를 재이용하는 경우, 약 10에서 100Bq/g의 범위이며, 공구류, 설비 또는 방을 재사용하는 경우는 약 10에서 100Bq/cm<sup>2</sup>의 범위이다.

기타, 저에너지 방출핵종(Cl-36, Ca-41, Fe-55, Ni-63, Tc-99)에 대해서는, 재이용의 경우 10<sup>3</sup>에서 10<sup>5</sup>Bq/g, 재사용인 경우 10<sup>2</sup>에서 10<sup>4</sup>Bq/cm<sup>2</sup>이라는 규제 제외 범위가 산출되고 있다.

여러가지의 방사성핵종이 혼재하고 있을 경우, 전체로서 규제제외기준 이하인지 아닌지를 판단하기 위해서는, 아래식을 사용한다.

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{Li}} \leq 1.0 \quad (4)$$

여기서

C<sub>i</sub> : 사회로의 환원, 재이용 또는 재사용을 고려하고 있는 물질 내의 방사성 핵종 i의 농도(Bq/g)

C<sub>Li</sub> : 그 물질내의 방사성핵종의 규제제외농도(Bq/g)

n : 그 물질내에 혼재하는 방사성 핵종의 수

그 물질내에 존재하는 방사성 핵종의 각각 방사능(C<sub>i</sub>/C<sub>Li</sub>)를 합한 값이 1.0 보다 작다는 것은, 그 물질의 방사성핵종농도는 규제제외의 이하라는 것은 뜻한다.

### 3.6 무구속규제제외치

무구속규제제외치도, 조건부 구속 규제제외치의 계산과 같은 사고방식으로 계산하여, 방사성핵종을 5그룹으로 나뉘서 나타내었다. 즉 법규제에서 제외된 고체물질을 어떻게 사용하더라도, 개인피폭선량은 그 기준치인  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 을 초과하지 않도록 한다는 사고 방식이다. 그 결과를 표 3에 나타낸다.

당연한 일이지만, 규제제외기준은 방사성핵종의 에너지 및 독성에 따라 달라진다. 또 재사용의 경우와 비오염금속으로 회석시킨 금속을 재이용하는 경우에는, 규제제외기준은 달라진다. 그 외에 규제제외기준을 결정하는 경우, 재사용하는 품목 및 그 면적이 중요한 평가 요인이 된다는 것을 알 수 있다.

현재, 금속의 재이용분야에서 이탈리아는  $0.1\text{Bq}/\text{g}$  및  $0.1\text{Bq}/\text{cm}^2$ 이라는 값이  $\alpha$ 핵종에 대한 제한치로서 사용되고 있다. 독일에서는  $0.05\text{Bq}/\text{cm}^2$ 을  $\alpha$ 핵종에 대하여 적용하고 있다.

$\beta$ 핵종에 대해서는,  $0.1\text{Bq}/\text{g}$ 이라는 무구속규제제외치가 스웨덴과 독일에서 제시되고 있다.

### 3.7 규제제외기준의 측정

개인의 피폭선량이 그 기준치인  $10\mu\text{Sv}/\text{년}$ 을 초과하지 말아야 한다는 것이, 규제제외 기준을 결정할 때의 전제조건이다. 즉 측정상으로는

표 3 고체물질에 대한 핵종별 무구속규제제외기준

Radionuclide Group	Radionuclides	Levels for:			
		Reuse of large items or manufactured products	Recycle and disposal (average)	Small items	
1. Th-232 series and transuranic alpha emitters	Pu-239	Pu-240	0.04	0.2	1
	Cm-244	Cm-244			
	Am-241				
2. High/moderate energy emitters and uranium	Co-60	Sb-124	0.2	1	5
	Eu-152	Co-57			
	Mn-54	Na-22			
	Zn-65	Na-24			
	Cs-134	Tc-99m			
	Cs-137	I-123			
	Ag-110m	Ir-192			
	U-234	U-235			
	U-238				
3. Low energy beta and low energy/low emission photon emitters	Cr-51	Y-90	2	10	50
	Sr-90	Ru-106			
	Pu-241	I-125			
	Ce-144	Cd-109			
4. No photon intermediate beta emitters	C-14	P-32	200	1000	5,000
	Ca-45	S-35			
	Fe-55	Ni-63			
5. No photon low energy beta emitters	Tc-99	H-3	2000	10,000	50,000
	Cl-36	I-129			

\*단위 : Bq/g 또는 Bq/cm<sup>2</sup>

자연방사능의 1%정도의 선량률을 측정하지 않으면 안된다. 방사능측정기로는 GM관, 가스 유입식 카운터, 신틸레이션 검출기, 반도체검출기가 있다.

가스가 들어있는 검출기의 경우, Pu-239에 대한 측정한계는 30초 측정에서  $0.005\text{Bq}/\text{cm}^2$ ,  $\beta$ 선에 대해서는  $0.1\text{Bq}/\text{cm}^2$ 정도이다. 실제로로는,  $0.05\text{Bq}/\text{cm}^2$ 정도의  $\alpha$ 오염은 측정가능하다. Co-60에 대해서는 수 100kg의 물체를 수분간에 측정할 수 있다. 그 측정 한계는 Co-60에 대한 규제제의농도인  $0.2\text{Bq}/\text{g}$  보다 매우 낮은 농도이다. 따라서, 상기한 규제제의농도는 충분히 측정할 수 있는 농도임을 알 수 있다.

문제점은, 오염된 대량의 물질 및 광대한 면적의 전량 및 전면적을 측정하는 것은 실제로 어렵기 때문에, 어떻게 적절히 샘플링하느냐에 있다. 그 외에, 압력용기의 방사화로 생성하는 Fe-55 및 Ni-59 따위의 저에너지 방출 핵종을 어떻게 측정할 것이냐에 있다.

## 참고문헌

- 1) Factors Relevant to the Decommissioning of Land-Based Nuclear Reactor Plants, Safety Series No.52, IAEA (1980)
- 2) Safety in Decommissioning of Research Reactors, Safety Series No. 74, IAEA (1986)
- 3) Regulatory Process for the Decommissioning of Nuclear Facilities, Safety Series No.105, IAEA (1990)
- 4) Decommissioning of Nuclear Facilities, Disassembly and Waste Management, Technical Report Series No.230, IAEA (1983)
- 5) Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, In-

spection, Maintenance, Modification or Plant decommissioning, Technical Report Series No.249, IAEA (1985)

- 6) Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities, Technical Report Series No.257, IAEA (1986)
- 7) Decontamination and Demolition of Concrete and Metal Structures During the Decommissioning of Nuclear Installations. Technical Report Series No. 286, IAEA (1987)
- 8) Factors Relevant to the Recycle and Reuse of Components Arising from the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Report Series No.293, IAEA (1988)
- 9) Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Report Series No. 334, IAEA (1992)
- 10) Nuclear Power Reactors in the World, Reference Data Series No. 2, IAEA (1991)
- 11) Nuclear Research Reactors in the World, Reference Data Series No.3, IAEA (1991)
- 12) Principles for the Exemption of Radiation Sources from Regulatory Control, Safety series No. 89, IAEA (1988)
- 13) Application of Exemption Principles to the Recycle and Reuse of Materials from Nuclear Facilities, Safety series 111, p 1.1, IAEA (1992)

## II. 연구용 원자로의 디커미셔닝 기술

### 1. 머리말

핵분열에 관한 연구가 제시된 이래, 연구로(임계실험장치를 포함)는 그 실험적 연구의 증핵으로서 널리 세계 각국에 건설되었다. 지금까지 건설된 연구로는 650기를 넘고 있으며, 선진국은 물론 개발도상국에도 많이 분포하고 있고, 또 그 사용 목적, 노형, 운전 형태 등도 다종다양하다. 그 중에서 약 370기는 이미 원자로 정지 또는 해체 되었으며, 그 상황도 갖가지이다. 또, 현재 운전되고 있는 연구로도 220기 이상은 금세기말에는 30년을 넘거나, 그것에 가까운 운전 년수로 되어, 그 대부분이 해체의 대상으로 된다.

세계적으로 봐서, 연구로가 진부화 또는 노후화하여 운전 정지시켜, 해체하거나 또는 개조, 신설하기 위하여, 기존시설을 해체하고 그 건물이나 부지를 재이용하려고 하고 있다. 또 원자력개발의 정체, 저락 경향과 연동하여 연구로 운전관리의 자금 획득이 어렵게되어, 운전을 정지하여 해체하지 않으면 안될 상황에 있는 연구로도 증가 일로에 있다.

연구로의 디커미셔닝에 대해서, 최근 구미제국을 비롯하여 세계각국에서 실제적으로 해체공사가 계획 또는 실시되어, 귀중한 경험이나 각종 기술적인 자료를 얻고 있다. 그러나, 이들에 대해서 각개의 프로젝트로서 평가, 정리되어 있지만, 전체적인 기술력 고찰, 다른 연구로에의 적용성 등에 대해서 논의된 것은 거의 없는 상황이다.

한편, 최근에 연구로를 가지고 있는 발전도상국으로부터 디커미셔닝 계획, 실시방법, 기술적 지견 등에 대하여 IAEA에 지원을 요청해 오는 경우가 많아졌다. 이와 같은 사정으로, IAEA는 연구로의 디커미셔닝에



관하여 연구로 전반에 공통적으로 활용할 수 있는 지침, 기술보고서 등의 작성을 계획하고, 구미제국을 중심으로 한 전문가에 의한 검토를 진행하여 왔다. 여기서는, 최근에 간행된 「연구로의 디커미셔닝기술」 보고서에 대하여 그 개요를 소개한다.

## 2. 경위

IAEA에서는, 연구로의 안전성에 관한 가이드라인의 책정을 추진하고 있다. 가이드라인은 3단계로 나뉘어져 있으며, 가장 상위에 있는 기준(Safety Standard), 그것에 계속되는 지침(Safety Guide) 및 그것들을 지탱하는 제3단계의 기술 보고서(Technical Report)이다.

디커미셔닝에 대해서는, 1986년에 「연구로의 디커미셔닝에 대한 안전」이 지침<sup>1)</sup>으로 간행되고, 이어서 1991년에는 전문가회합이 개최되어 「연구로 및 중소 원자력시설을 디커미셔닝하기 위한 계획작성과 관리」를 기술 보고<sup>2)</sup>로서 정리하여 1993년에 간행하였다. 또한 연구로 디커미셔닝기술 검토위원회(이하 위원회로 약기)가 1993년 6월에 비엔나의 IAEA본부에서 개최되어, 디커미셔닝에 관하여 보다 구체적인 기술적 사항에 대하여 음미·검토하여, 기술보고서「연구로 디커미셔닝기술」<sup>3)</sup>(이하 보고서로 약기)이 1994년에 발간 되었다.

## 3. 보고서의 내용

### 3.1. 목적과 대상

상기 위원회서는 이미 IAEA사무국, 영국원자력공사, 독일 칼스루에 원자력연구소, 미국 오크리지연구소 등의 전문가로 구성된 준비회합에

서 작성된 「연구로디커니성기술」의 (원안)에 대하여 검토하였다. 기술적인 내용에 앞서, 다음과 같은 기본적인 사항에 대하여 토의하고, 사고방식의 의견 통일을 꾀하였다.

- 1) 사고를 일으킨 원자로 시설의 해체에 대해서는, 사고의 규모나 형태에 따라 크게 다르기 때문에 적합한 대상으로 하지 않는다.
- 2) 국가에 따라 규제치가 다른 방사성폐기물의 기준 등에 대해서는, 참고 자료로서 명기하는데 끝낸다.
- 3) 연구로에 부속한 방사화학연구시설, 핫셀, 폐기물처리·제염시설 등과 같은 작은 시설은 대상으로 고려한다.
- 4) 앞으로 IAEA가 추진하고 있는 RADWASS(Radioactive Waste Safety Standard)와의 정합을 도모할 필요가 있다.

이 보고서는, 연구로의 디커미셔닝의 준비와 실시에 필요한 기술적인 정보의 제공을 첫째 목적으로 삼고 있다. 특히, 디커미셔닝을 실시하는데 종사자와 일반공중의 안전 및 환경보호를 확보하기 위하여 필요한 정보가 정리되어 있으며, 이들이 효과적으로 유효하게 도움되는 것을 기대하고 있다. 또 이 보고서는 연구로와 그것에 관련된 보조설비를 대상으로 한 것인데, 20~30MW이상의 연구로나 연구로의 범주에 들어가는 비교적 출력이 작은 시험용 동력로에 대해서는 이 보고서 보다 오히려 동력로의 디커미셔닝 기술을 참조하면 좋을 것이라고 기술하고 있다.

### 3.2. 연구로의 분류

현재, IAEA에 등록되어 있는 연구로는 표 4와 같이 합계 693기이다.

표 4에는 세계중에 있는 연구로의 운전 및 정지상황, 원자로 출력별분류, 운전년수 등에 관한 최신 자료가 제시되어 있다. 다종다양한 연구로는 원자로 형식, 원자로 출력, 냉각재·감속재별의 분류방식이나, 또한

표 4 연구로에 대한 통계

1) 연구로의 기수		
IAEA자료		584
추가정보		109
		합계 : 693
2) 현황		
운전중		290
정지중		373
건설중		11
계획중		17
불명		2
		합계 : 693
3) 원자로 출력(P)		
$P \leq 1kW$		239
$1kW < P \leq 1MW$		211
$1MW < P \leq 5MW$		80
$5MW < P \leq 10MW$		46
$10MW < P$		100
불명		17
		합계 : 693
4) 운전년수(A)		
$A < 20년$		62
$20년 \leq A$		227
불명		1
		합계 : 290
5) 디커미셔닝 상황(D)		
전용, 개조 또는 이관		14
D계획중	S-1	-
	S-2	-
	S-3	14
D중	S-1	2
	S-2	8
	S-3	16
D완료	S-1	27
	S-2	8
	S-3	157
불명		113
		합계 : 373

연구용, 재료시험용, RI 생산용 등 사용목적에 따라 분류하는 것도 있다.

디커미셔닝기술에서 본 연구로의 분류는 원자로의 구조적인 차이를 첫째로 하여 방사능 인벤토리, 해체와 제염기술, 방사성폐기물의 방사선 강도와 용량등의 관점에서 분류하는 것이 중요하다. 이 보고서에서는 표 5에 나타낸 것과 같은 분류방법을 채택하고 있다.

표 5에서 알 수 있는 것과 같이, 연구로는 풀형로와 탱크형로를 합치면 전체의 과반수를 차지하고 있다. 연구로의 경우, 열출력의 크기를 원자로의 구조적인 차이에 의존할 때가 많다. 풀형로는 수조깊이의 제약으로 20MW까지의 것이 많고, 그 이상의 출력을 갖는 것은, 노심냉각관계로 1차계를 가압하는 탱크형로가 많다. 따라서, 원자로의 구조적인 차이는 열출력에 관계되고, 또 방사능인벤토리, 디커미셔닝 방법에도 연관된다.

### 3.3. 디커미셔닝의 단계(스테이지)

연구로의 디커미셔닝의 스테이지(stage)에 대해서는, 원자로의 로형이 다종다양하기 때문에 확일적으로 정한다는 것은 어렵다. 또 디커미셔닝이 실시되고, 그 경험이 증가함에 따라 다른 용어를 사용하거나 실시방법을 고려하고 있는 국가가 증가되고 있다. 그러나, 이 보고서에서는 IAEA가 이미 제안한 세가지 스테이지의 정의를 사용하고 있다.

표 5 연구로의 분류

노	형	기	수	합	계
1)	플형			225	
	TRIGA형		66		
	SLOWPOKE형		10		
	기타		149		
2)	탱크형			144	
	중수형		42		
	ARGONAUT		27		
	기타		75		
3)	균질용액형		40	40	
4)	고속로		30	30	
5)	흑연로		27	27	
6)	기타			227	
	임계실험장치		90		
	균질고체형		45		
	불명		92		
총계				693	

**Stage 1 (감시하 저장) :**

제 1 오염벽은 운전중과 같은 상태로 유지되지만 기계적 개구부에 대해서는 영구 밀봉한다. 밀봉 건물은 폐쇄하여 규정된 관리 하에 둔다. 나머지 시설에 대해서는 건전성 유지를 위한 감시, 모니터링 및 검사가 실시된다.

**Stage 2 (제한부 부지 개방) :**

제 1 오염벽은 간단히 철거할 수 있는 부분을 제거하여 최소의 범위로 한다. 장벽의 밀폐는 물리적 방법으로 강화하고, 필요시에는 장벽을 완전히 찌기 위하여 생체 차폐체를 보강한다. 제업 후 방사능에 대한 안전 대책이 필요치 않을 때는 밀봉 건물은 개조 또는 철거해도 좋다. 건물의 출입은 허용된다. 부지내의 비방사성 건물을 다른 목적으로 사용 가능하다.

**Stage 3 (무제한 부지 개방) :**

방사능이 있는 기기, 재료, 부품 등을 포함하여 모든 시설을 철거하고, 시설 및 부지는 제한없는 이용으로 개방한다. 따라서 모니터링이나 검사는 필요없다.

연구로의 디커미셔닝에는 이 세 단계를 모두 밟을 필요는 없다. 또 원자로 부지가 다른 원자로시설이 제한을 받고 있는 상황하일지라도, 제한 없는 사용을 허가하는 것이 가능한 것과 같이, 세 단계의 각각 과정에 대해서도 여러 가지 방법이 있다는 것을 인식할 필요가 있다.

### 3.4. 디커미셔닝의 계획과 관리

원자로를 정지하고, 디커미셔닝이 계획된 단계에서 고려해야 할 사항은 아래와 같다.

- 1) 원자로 및 관련 시설의 방사선학적 특성
- 2) 원자로 및 관련 시설의 물리적 상태
- 3) 원자로 및 관련 시설의 방사선적 및 산업적 위험성
- 4) 계획한 폐로 활동과 시간에 관계되는 상기의 변화
- 5) 방사선적 및 통상적인 안전성에 관한 요구
- 6) 사용후 연료의 저장, 처분
- 7) 폐기물 관리
- 8) 기기, 공구, 건물, 부지의 재이용
- 9) 새로운 공구 및 공법의 도입
- 10) 경비와 그 시간 변동
- 11) 사회적, 정치적, 환경에 대한 영향
- 12) 규제 및 인허가 사항
- 13) 경험자의 활용

이 중에서, 사용후 연료와 해체폐기물의 저장, 처분은 디커미셔닝을 완전하게 수행하는데 있어서 가장 중요한 문제이다.

디커미셔닝의 각 스테이지를 직접 실시하는 경우, 예상되는 이점 및 결점을 표 6에 정리하였다. 또 연구로 및 소형원자력시설의 디커미셔닝 계획, 그리고 대표적인 순서와 내용을 각각 표 7과 표 8에 나타내고 있다.

표 6 디커미셔닝의 각 스테이지에 대한 이점과 결점

스테이지	이 점	결 점
S-1	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 개인의 직접 피폭선량이 낮다.</li> <li>② 연료, 원자로 구조물의 방사성 붕괴가 해체시까지 진행된다.</li> <li>③ 액체, 연료 폐기물의 경로를 만들 시간이 있다.</li> <li>④ 해체 기술의 진보(개량)를 전망할 수 있다.</li> <li>⑤ 주요 해체비용을 미룰 수 있다.</li> <li>⑥ 경험자를 활용할 수 있다.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 장기점유, 감시와 보수를 위한 비용이 필요하다.</li> <li>② 연료, 설비의 구성자재가 열화한다.</li> <li>③ 구조물, 시설의 재이용이 어렵다.</li> <li>④ 장기간의 허가 교부가 필요하다.</li> <li>⑤ 사회적, 정치적 입장이 불리하다.</li> <li>⑥ 경험자가 S-2, S-3를 실시하기 전에 없어진다.</li> </ul>
S-2	S-1의 ②, ③, ④, ⑤, ⑥	S-1의 ①, ②, ③ <ul style="list-style-type: none"> <li>• 당연히 해체 비용의 증액이 필요하다.</li> <li>• 경험자는 S-3이전에 없어진다.</li> </ul>
S-3	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 재사용을 위하여 부지를 개방할 수 있다.</li> <li>• 전체계획을 위하여 경험자를 활용할 수 있다.</li> <li>• 차세대의 유산(해체시설)을 남기지 않는다.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 연료, 폐기물의 경로가 바로 필요하다.</li> <li>• 노형, 출력에 따른 잔류고방사성 핵종에의 고선량피폭의 위험성이 있다.</li> <li>• 즉시 전체의 해체비용이 필요하다.</li> <li>• 즉시 원격조작기술과 공구가 필요하다.</li> </ul>



## 표 7 폐 로 순 서

- 
- 1) 원자로 및 관련시설 건설의 도면의 수집과 그들의 현황 확인
  - 2) 안전 및 환경 개념의 명확화
  - 3) 시설내 방사선 물질과 유독 물질의 인벤토리 조사
  - 4) 폐기물 관리 절차의 확립
  - 5) 이자택일의 폐로선택 평가
  - 6) 계획한 선택의 타당성 평가
  - 7) 필요 비용을 포함한 상세한 작업 계획의 준비
  - 8) 장비와 요원의 필요 사항 명확화
  - 9) 안전과 환경 평가의 실시
  - 10) 비용 전적, 자금원의 결정 및 인허가 취득
  - 11) 상기 자료를 근거로 한 폐로 계획의 준비
  - 12) 계획과 폐로 인허가를 얻기 위한 규제당국에의 제출
  - 13) 계획에 대한 규제상의 인허가 취득
  - 14) 인허가된 폐로 계획의 이행
  - 15) 해체 철거하지 않을 때의 감시 /보수 계획의 이행
  - 16) 해체 작업의 완료
  - 17) 필요시 규제당국의 최종 방사선감시 계획의 허가 취득
  - 18) 최종적인 부지의 정리와 방사선 서베이의 완료
  - 19) 부지의 무구속 해체를 위한 규제당국의 허가 취득
-

표 8 폐로계획의 내용

1. 개요	6. 안전성 평가
2. 시설의 개요	1) 운전 제한과 조건
1) 부지 및 시설의 물리적 개요	2) 계획된 방출 기준
2) 폐로에 영향을 주는 가능성이 있는 중대한 사고를 포함한 시설의 운전 이력	3) 임무를 위한 ALARA 실증
3) 계통 및 설비	4) 방사선 감시와 방어 시스템
4) 방사선과 다른 위험 물질의 특성 및 인벤토리	5) 물리적 안전과 재료 관리
3. 폐로 대책	6) 긴급시의 조치
1) 목표	7) 안전 관리
2) 폐로 선택	8) 리스크 관리
3) 안전 개념 및 기준	9) 운전 규칙과 지시
4) 폐기물의 종류, 용량 및 수송 경로	10) 종사자, 일반인 및 환경에 대한 안전 확인
5) 선량 평가	7. 환경영향 평가
6) 비용 견적	8. 품질보증계획
7) 재정 조종	9. 방사선 방어와 안전 계획
8) 적절한 옵션의 선택과 확인	10. 연속 감시/보수
4. 계획관리	11. 최종적인 방사선의 조사 계획
1) 자원	12. 폐로 최종 보고
2) 조직과 책임	1) 업무의 요약
3) 재조사 및 감시 조직	2) 잔존 구조물의 상세
4) 훈련과 자격	3) 폐로중에 생긴 중대한 사고의 상세
5) 보고와 기록	4) 요구사항에 대한 준수의 증명
5. 폐로 활동	5) 업무 선량의 결과
1) 단계와 임무의 개요 및 예정	6) 최종 조사 결과
2) 제염 업무	7) 방사성 폐기물량과 특성
3) 해체	8) 재사용을 위하여 방출된 물질과 설비
4) 감시/보수 계획	9) 앞으로의 부지 사용과 제한
	10) 교훈
	13. 앞으로의 폐로 활동

### 3.5. 규제의 개요

IAEA참가국에서도, 현재 적용되고 있는 규제는 특별히 디커미셔닝을 대상으로 한 것은 없다. 따라서 디커미셔닝 계획을 시작하기 전에, 현상의 규제 체계를 적용할 수 있는지의 여부를 확인하는 것이 선택이다. 만약, 디커미셔닝에 관련한 규제가 없을 경우에는, 원자로 설치자는 빠른 시일내에 규제 당국과 협의하는 것이 중요하다. 디커미셔닝이 더욱 빈번하게 발생하면, 참가국 중에서 디커미셔닝에 관한 독자적인 취급절차서, 규격기준을 준비할 것으로 생각된다.

규제당국은, 통상 디커미셔닝계획이나 스테이지에 관한 의사결정에 참여하고 있다. 디커미셔닝에 대한 규제는 원자로의 운전에 대한 규제와는 다르다. 예를들면, 폐기물량이 증대하거나 독특한 형태를 한 폐기물이 발생하기 때문에, 그 관리에는 특별한 규제체계가 필요하게 된다. 또 원자로 또는 부지에서 연료를 이동하는 것에 대해서도, 새로운 기준을 제정해야 한다. 규제당국은 최종적으로 부지개방을 허가할 경우에도, 애초 제한된 허가 범위내에서 디커미셔닝을 실시할 것을 요구하는 것도 생각할 수 있다.

특히, 고려해야 할 사항의 하나로서, 기기나 부지의 무제한 사용에 대한 방사선 기준과 오염기준이 있다. 이에 대해서는 각국에서 여러가지의 선량률을 채용하고 있다. 일례를 들면 아래와 같다.

표면 : 백그라운드 이상,  $10\mu\text{R}/\text{h}$ 이하

1m 떨어진 장소 : 백그라운드 이상,  $5\mu\text{R}/\text{h}$ 이하

규정무 :  $\leq 50\mu\text{R}/\text{h}$

무제한 사용에 대한 최대허용 방사능 기준에 대해서는, 대표적으로 다음과 같은 조건이 있다.

견중방사능 :  $0.37\sim 3.7\text{Bq}/\text{g}$

$\beta$ 오염 :  $0.37\sim 3.7\text{Bq}/\text{cm}^2$

$\alpha$ 오염 :  $0.037\sim 0.37\text{Bq}/\text{cm}^2$

표면오염에 대해서는, 이것 이외에도 다른 기준이 있지만 상세한 것은 생략한다. 이들 기준치에 대해서는, 측정오차나 통계오차로서 50%정도의 허용범위를 고려해야 한다는 것이, 원자로 설치자 측과 규제측과의 사이에 일반적으로 통용되고 있다. IAEA에서는 이들 규제치에 대하여 국기기준으로 동조할 수 있는 문서를 준비하고 있는 중이다.

### 3.6. 노형별로 고려해야 할 사항

IAEA의 보고서에는, 풀형로, 탱크형로, 균질용액로, 고속로, 흑연로, 기타 원자로 별로 기술하고 있지만, 이 보고서에서는 우리나라의 연구로인 TRIGA원자로, 즉 풀형로에 대해서만 기술한다.

풀형로는, 통상 냉각재, 감속재 및 차폐재로 사용하고 있는 풀의 물속에 원자로가 설치되어 있는 것에 특징이 있다. 열출력은 0W에서 10MW를 넘는 것도 있다. 노심 풀속에 브릿지로 부터 매달려 있거나, 또는 풀의 밑바닥에 설치되어 있다. 풀형로의 실험설비로서는 풀벽을 관통한 빔 실험용 도관이나 조사용 도관, 또 풀상부에서 삽입한 조사설비, 풀 밑바닥에 놓인 각종 실험장치가 있다. 원자로 연료는 금속판 연료, 산화물 연료, 수소화 Zr연료(TRIGA 연료)를 이용하고 있다.

저출력 풀형로의 디커미셔닝은, 풀물의 차폐효과로 방사선 준위를 저감시킬 수 있기 때문에, 원자로 본체나 부속구조물에 쉽게 접근할 수 있다. 따라서, 디커미셔닝은 직접적인 공법으로 할 수 있다. 노심 구조물이나 기기, 배관 등의 절단, 방사성 폐기물을 수송용기에 수납하는 것 등을 풀속에서 할 수 있다. 풀의 물은 작업중에 발생하는 부유성 방사성입자의 확산 억제도 효과적인 역할을 한다.

1MW 또는 그 이상의 출력으로 운전한 풀형로에서는, 구조물 등의 방사화가 문제시 되지만, 이것도 비교적 낮은 방사능 준위하에서 공사를 할 수 있기 때문에, 원자로의 정지후 빠른 시기에, 스테이지 -2 또는 -3의 디커미셔닝계획을 결정하는 경향이 있다. 또 장기 냉각을 위한 풀의 건전성, 풀물의 수질확보 때문에 소요되는 경비측면에서도, 이 방법이 타당할 것이다.

콘크리트 차폐체에서 플라이너를 철거할 때, 유해가스가 발생하는 경우가 있다. 일례를 들면, 알루미늄 라이너를 콘크리트에 접착하였을 때 사용한 코르크(cork)와 탈(tar) 물질에서 1산화탄소가 발생한 경우가 있다. 또 풀형로에서는 풀속에 방사성 부식생성물이 축적하여 있을 때가 많다. 방사성 부식생성물에 대해서는 핵종, 형태, 양 등에 대하여 주의 깊게 조사해야 할 필요가 있다.

### 3.7. 연구로 전반에 적용할 수 있는 해체기술

각종 연구로에 공통적으로 적용가능한 해체기술로는

- 1) 해체공사의 준비(사용후연료의 이동 등)
- 2) 제염기술
- 3) 해체기술(콘크리트, 노내구조물 해체, 특수공구와 기기)
- 4) 보수, 감시, 모니터링(시험검사도 포함)

등이 보고서에 정리되어 있다. 그러나 이것들에 대해서는 다른 여러 문헌에서 설명된 것과 같기 때문에, 여기에서는 상세한 것은 생략한다.

### 3.8. 폐기물의 관리

디커미셔닝에서는, 특히 스테이지-3에서는 대량의 폐기물이 발생한다. 즉

- 1) 국가의 방사성 폐기물 관리 기준에 따라 처리, 저장, 폐기할 방사성 폐기물
- 2) 규제당국의 요구에 따라 제한없이 사용하기 위하여 폐기되는 것, 또는 특정사용에 한정된 것, 비방사성물질로서 폐기되는 것.

위험물질에 대해서는 특별한 폐기물관리협정이 요구될 가능성이 있다.

본질적으로는, 디커미셔닝에서는 국가의 방사성 폐기물 관리 기준의 범위에서 관리할 수 있는 유형 및 양의 방사성 폐기물이 발생하는 것이 좋다. 그러나 디커미셔닝계획을 수립할 때는, 폐기물의 저장이나 폐기방책을 미리 추진해 두는 것이 필요하다.

연구로의 해체에서 발생하는 폐기물에 대해서는, 취급과 수송절차, 폐기방법 등을 확실히 하기 위해서는 구분 및 특징을 지어야 한다. 방사성 폐기물의 구분에 대해서는 많은 국가에서 검토가 진행중에 있다. 또 IAEA의 RADWASS프로그램에서도, 이 문제를 채택하여 세계 각국의 통일화를 목표로 작업이 진행되고 있다. 이 보고서에 정리된 대표적인 국가의 고체방사성폐기물에 대한 구분의 예를 표 9에 나타내었다.

표 9 각국의 고체방사성 폐기물에 대한 구분

폐기물 구분	방사능 한계	폐기 방법	가맹국명
극저준위	• 0.4MBq/t 이하	규제관리에서 제외	영국
저준위	• 0.4MBq/t~4Bq/t, $\alpha$ 또는 12GBq/t, $\beta$ -r	• 얇은 땅 처분	
중준위	• 4GBq/t이상, $\alpha$ 또는 12GBq/t, $\beta$ -r (고준위 이외)	• 공학적 감시 계통이 있는 저장 시설	
고준위	• 사용후 연료 또는 재터리로 부터 의 폐기물(디커미셔닝 대상에서 제외)	• 디커미셔닝 대상에서 제외	
A급	• Co-60 : 26TBq/m <sup>2</sup> Cs-137 : GBq/m <sup>2</sup>	• 얇은 땅 처분 ; 최저한의 요구	미국
B급	• Co-60 : 구체적인 제한 무 Cs-137 : 1.6TBq/m <sup>2</sup>	• 얇은 땅 처분 ; 최저한의 요구와 안정성	
C급	• Co-60 : 구체적인 제한 무 Cs-137 : 170TBq/m <sup>2</sup>	• 얇은 땅 처분 ; 침입자에 대하여 보호하기 위한 부수적 감시 계통	
구분 1	• Co-60 : 3.7Bq/g Cs-137 : 3.7Bq/g	• 일반폐기(비핵물질)	이탈리아
구분 2	• Co-60 : 3.7MBq/g Cs-137 : 3.7MBq/g	• 얇은땅 처분, 최저한 요구 (한정폐기물)	
구분 3	• Co-60 : 3.7MBq/g Cs-137 : 3.7MBq/g	• 얇은땅 처분은 부적절	

## 참고문헌

- 1) Safety in Decommissioning of Research Reactors, Safety Series No. 74, IAEA(1986)
- 2) Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities, Technical Reports Series, No. 351, IAEA(1993).
- 3) Decommissioning Techniques for Research Reactors, Technical Reports Series, No. 373, IAEA(1994)
- 4) Nuclear Research Reactors in the World, Reference Data No. 3, IAEA(1993)



## 맺는 말

우리나라는, 현대 2기의 연구로(TRIGA MARK-II 와 -III)가 영구 정지중이며, 이 중에서 스테이지-3의 디커미셔닝이 실시될 것은 TRIGA MARK-III(출력 : 2MW) 뿐이다. 앞으로, 이 연구들의 디커미셔닝 계획 수립에 이 보고서가 활용되기를 바란다.

## Projects in the NEA co-operative programme

Facility	Type	Operation	Decommissioning option*
1. Eurochemic Reprocessing Plant, Dessel, Belgium	Reprocessing of fuel	1966-74	Stage 3
2. BR-3, Mol, Belgium	PWR	1962-87	Stage 3 (partial)
3. Gentilly-1, Canada	Heavy water moderated/ boiling light water cooled prototype reactor	1967-82	Variant of stage 1
4. NPD, Canada	PHWR CANDU prototype	1967-87	Variant of stage 1
5. Rapsodie, Cadarache	Experimental sodium cooled fast reactor	1967-82	Stage 2
6. G2, Marcoule, France	GCR, electricity and nuclear materials production	1958-80	Stage 2
7. AT1, La Hague, France	Pilot reprocessing plant for FBR	1969-79	Stage 3
8. Kernkraftwerk Niederaltichbach (KKN), Landshut, Federal Republic of Germany	Gas-cooled heavy water moderated	1972-74	Stage 3
9. MZFR, Karlsruhe, Federal Republic of Germany	PHWR	1965-84	Stage 3
10. Kernkraftwerk Lingen (KWL) Federal Republic of Germany	BWR (with super-heater)	1968-77	Stage 1
11. Garigliano, Italy	BWR (dual-cycle)	1964-78	Stage 1 for main containment
12. Japan Power Demonstration Reactor (JPDR), Tokai, Japan	BWR	1963-76	Stage 3
13. Windscale Advanced Gas- Cooled Reactor, Windscale, UK	AGR	1962-81	Stage 3
14. BNFL, Co-precipitation Plant Sellafield, UK	Production of mixed Pu and UO <sub>2</sub> fuel	1968-76	Stage 3
15. Shippingport, USA	PWR	1957-82	Stage 3
16. West Valley Demonstration LWR fuel project, USA	Reprocessing plant for LWR fuel	1966-72	Stage 3
17. Experimental Boiling Water Reactor (EBWR), USA	BWR	1956-67	Stage 3
18. Tunney's Pasture Facility, USA	Isotope handling facility	1952-81	Stage 3
19. B204 Primary Separation Plant, UK	Reprocessing facility	1952-73	Stage 2
20. Greifswald and Rheinsberg Reactors, Germany	Rheinsberg: Prototype PWR Greifswald: Eight VVR-440 PWRs	1966-1990 1974-1990	Stage 3
21. A1 Reactor, Bohunice, CSFR	Gas-cooled, Heavy water moderated	1972-79	Stage 3

\*The decommissioning options are defined according to the IAEA Classification (see IAEA Technical Report Series No. 230).

서 정 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS주제 코드
KAERI / AR-456/96			
제목/부제	페로에 관한 IAEA의 활동		
연구책임자 및 부서명	백삼태	하나로센터	TRIGA운영실
연구자 및 부서명	서두환, 하나로 센터 TRIGA운영실		
발행지	서울	발행기관	한국원자력연구소
페이지	43 p.	도표	유(*), 무( )
발행일			1996. 9
크기			19×26cm
참고사항			
비밀여부	공개(*), 대외비( ), _____급비밀		보고서종류
연구위탁기관			기술현황분석보고서
계약번호			
초록(300단어 내외)	<p style="text-align: center;">IAEA는 원자력시설의 제염과 디커미셔닝에 관한 활동을 1973년에 개시하여, 1980년부터 1995년까지 기술보고서, 안전, 규제지침에 대한 보고서를 10여편 출판하고 있다.</p> <p style="text-align: center;">I 장에는, 해체자재의 규제제외기준의 개념, 그 양의 계산 방법 및 사례에 대하여 기술하고 있으며, II 장에서는 IAEA가 발간한 기술보고서 “연구용원자로의 디커미셔닝 기술”의 내용을 소개하고 있다.</p>		
주제명 키워드(10단어 내외)	<p style="text-align: center;">TRIGA, 연구로, 폐지조치, IAEA, 기술보고서, 안전보고서, 규제지침, 규제제외 기준</p>		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI / AR-456/96							
Title / Subtitle		Reviews of IAEA's Activity on Decommissioning					
Project Manager and Dept		Sam Tae Paik		HANARO Center		TRIGA Dpt.	
Researcher and Dept		Doo Han Suh, HANARO Center TRIGA Dpt.					
Pub. Place	Seoul	Pub. Org	KAERI		Pub. Date	Sep. 1996	
Page	43 p.	Fig. and Table	Yes(*), No( )		Size	19×26cm	
Note							
Classified	Open(*), Outside( ), _____ Class			Report Type	State of Art Report		
Sponsoring Org.					Contract No.		
Abstract (About 300 words)		<p style="text-align: center;">Decontamination and decommissioning(D/D) activities were introduced in the IAEA's programme in 1973. Since 1980, the IAEA has published more than ten technological review reports and safety and regulatory guidance reports in the area of D/D .</p> <p style="text-align: center;">In part I, concept of exemption level and outline of deriving method for exempt quantities are described and example exempt quantities presented. And part II describes the outline of the IAEA technical report on "Decommissioning Techniques for Research Reactors" which has been published recently.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		<p style="text-align: center;">TRIGA, Research Reactor, Decommissioning, IAEA, Technological report, Safety report, Regulatory guidance, Exempt quantity.</p>					

**폐로에 관한 IAEA의 활동**

**1996년 9월 30일**

**발행인 : 김성년**

**발행처 : 한국원자력연구소**

**대전광역시 유성구 덕진동 150**

**전화 : 868-2000**