

Radiological Risk Assessment for ^{99m}Tc Generator using Uncertainty Analysis

H. K. Jang · J. Y. Kim and J. K. Lee

Dept. of Nuclear Engineering, Hanyang University

불확실성 분석을 이용한 ^{99m}Tc 발생기 사용의 방사선위험도 평가

장한기 · 김주연 · 이제기

한양대학교 원자력공학과

(2004년 1월 16일 접수, 2004년 5월 14일 채택)

Abstract - Recently, much attentions are paid to the risk associated with increased uses of medium size radiation sources in medical and industrial fields. In this study, radiation risks to the worker and to the general public due to ^{99m}Tc generator were assessed for both normal and accident conditions. Based on the event tree technique, exposure scenarios for various situations were derived. Uncertainty analysis based on the Monte-Carlo technique was applied to the risk assessment for workers and members of the public in the vicinity of the work place. In addition, sensitivity analysis was performed on each of the five independent input parameters to identify importance of the parameters with respect to the resulting risk. Because the frequencies of normal tasks are far higher than those of accidents, the total risk associated with normal tasks were higher than the accident risk. The annual dose due to normal tasks were 0.6 mSv y^{-1} for workers and 0.014 mSv y^{-1} for public, while in accident conditions 3.96 mSv y^{-1} and 0.0016 mSv y^{-1} , respectively. Uncertainty range of accident risk was higher by 10 times than that of normal risk. Sensitivity analysis revealed that source strength, working distance and working time were crucial factors affecting risk. This risk analysis methodology and its results will contribute to establishment of risk-informed regulation for medium and large radioactive sources.

Key words : Risk assessment, ^{99m}Tc generator, exposure scenario, Monte-Carlo technique, uncertainty analysis, sensitivity analysis

요약 - 의료 및 산업체에서 중형방사선 선원의 사용증가는 정규 및 사고시 작업자와 일반인에 대해 방사선 노출의 위험을 초래한다. 본 연구에서는 중형 의료용 선원을 사용하는 ^{99m}Tc 발생기에 대한 위험도 평가를 수행하였다. 사건수목기법을 활용하여 국내 현실에 적합한 시나리오를 도출하였으며, 정규 및 사고시로 나누어 작업자와 일반인에 대해서 몬테칼로 기법에 의거한 불확실성 분석을 수행하였다. 아울러 위험도결과에 가장 영향을 미치는 인자를 알아보기 위해 5가지 독립변수에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 빈도수의 기여로 인해 정규작업에 대한 위험도가 사고시 위험도보다 높게 평가되었다. ^{99m}Tc 발생기의 경우 정규작업 시 작업자 0.6 mSv y^{-1} , 일반인 0.014 mSv y^{-1} 이며 사고시 작업자 3.96 mSv y^{-1} , 일반인 0.0016 mSv y^{-1} 로 평가되었다. 정규작업 보다 사고시의 불확실성 범위가 10배 정도 더 높게 나타났다. 또한 민감도 분석 결과 선원의 강도, 작업거리, 작업시간이 위험도에 가장 영향을 미치는 인자로 나타났다. 이러한 위험도 평가 방법론과 결과는 중대형 선원에 대한 위험도 정보 활용 규제 (Risk-Informed Regulation)에 유용할 것으로 기대한다.

중심어 : 위험도 평가, ^{99m}Tc 발생기, 시나리오, 몬테칼로 기법, 불확실성 분석, 민감도 분석

서론

의료, 산업 등에서 방사선 이용은 지속적으로 증가하여 2002년말 기준으로 국내 방사선 이용기관 수는 2000을 넘고 있다[1]. 이러한 양적 팽창은 사회의 총체적 방사선 리스크를 증가시키는 물론 방사선 안전규제의 부담도 가중시키고 있다. 방사선의 유익한 이용을 저해하지 않으면서 적정 안전 수준을 유지하기 위해서는 사용에 수반되는 위험도에 대응하는 관리와 규제가 요구된다. 특히 사소한 방사선원보다는 중대형 방사선원에 주목할 필요가 있다. 즉, 위험도가 높은 행위에 대해서는 안전 조치를 강조하되 위험도가 낮은 행위에 대해서는 통제를 완화하는 것이 방사선이용 산업의 발전과 안전 확보라는 양면성을 동시에 추구하는 방향으로서 국제적인 추세이다[1-3].

국제방사선방호위원회(International Commission on Radiological Protection; ICRP)도 중대형 방사선원에 대해 정상 사용절차는 물론 비정상적 상황으로 인한 피폭에 대해 주의할 것을 권고하고 있다[4]. 같은 맥락에서 USNRC(U.S. Nuclear Regulatory Commission)는 방사성동위원소 시스템에 대한 위험도를 정의하고 평가하기 위한 정성적이고, 가능한 포괄적이며, 합리적인 수준에서 정량적으로 개연성이 있는 방법론을 개발하였으며 위험도 정보를 바탕으로 규제의 선택적 조건을 도출하기 위한 지침서[5]를 발간한 바 있다. 그러나 방사선 안전규제 관행과 정량적 위험평가를 위한 데이터베이스의 부족 등의 이유로 인해 중대형 방사선원에 수반되는 리스크의 분석은 미진한 수준에 머물러 있다.

특정 사용 또는 방사선원에 대한 위험도 평가에는 확률론적 위험도 평가기법(probabilistic risk assessment; PRA)이 이용된다. 일반적으로 위험도 평가는 시스템의 가능한 상태와 관련된 빈도수와 이에 따르는 피폭을 평가하는 것을 의미한다. 상태란 시스템의 물리적 조건과 그 주변 환경을 의미하며 시스템과 그 주변 환경을 정의하는 모든 방어수단 또는 관리의 현재 수준으로써 그 상태를 결정하게 된다. PRA기법은 원자력발전소의 위험도 정량화에 크게 기여하였으며, ICRP 76[6]은 방사선원의 잠재 위험도 평가 적용에 대한 지침과 예시를 제공한 바 있다. 그러나 이러한 위험도 평가기법은 위험도 평가에 사용되는 변수들의 자료부족과 평가모델 선정의 어려움 등으로 인한 불확실성을 내포하고 있다. USNRC에서조차도 단일 값을 사용하거나 평균값을 대표값으로

사용하여 결정론적인 평가를 하였기 때문에 이러한 위험도 평가의 결과는 과대평가 또는 과소평가가가 우려됨을 USNRC 보고서[5] 내에서도 언급하고 있다. 또한 미국환경보호청(U.S. Environment Protection Agency; USEPA)은 복잡한 모델과 시나리오에서 오는 불확실성은 더 큰 불확실성을 유발시키므로 모델과 시나리오의 불확실성은 배제하고 단지 입력변수에 대한 불확실성에 중점을 두는 새로운 방법론을 제시하고 있다[7].

따라서 본 연구에서는 확률론적 위험도 평가기법을 사용하여 국내에서 널리 사용되는 중형 의료용선원의 하나로 ^{99m}Tc 발생기에 관련된 작업에 수반되는 위험도를 평가하고자 하였다. ^{99m}Tc 는 핵의학 검사 목적으로 사용되는 대표적인 방사성 물질로서 국내 핵의학 검사 중 ^{99m}Tc 을 사용하는 검사가 90% 이상을 차지하고 있다. 단반감기인 ^{99m}Tc 는 그 어미핵종인 ^{99}Mo 를 내장한 ^{99m}Tc 발생기에서 용출하여 사용한다. 평가는 정규 취급과 예상되는 취급 중 사고에 대해 수행하였으며 대상으로서 작업자와 일반인을 구분하였다.

재료 및 방법

위험도의 정의

위험도 평가란 시스템의 가능한 상태와 관련된 빈도수와 그 결과를 평가하는 것을 의미한다. 여기서 상태란 시스템의 물리적 조건과 그 주변 환경을 기술한 것으로서 시스템과 그 주변 환경을 구성하는 모든 방벽 또는 평가 당시의 관리 수준으로 결정된다[5]. 결국 위험도는 식(1)과 같이 예상 가능한 초기사건 혹은 정규 작업의 빈도와 그에 따른 결과의 곱으로 표현한다.

$$Risk = \sum_i (Frequency_i \times Consequences_i) \quad (1)$$

빈도는 시나리오 i 가 발생하는 초기사건 혹은 작업의 빈도, 피폭을 감소시키기 위한 물리적 방벽 및 제도적 관리의 실패여부를 나타내는 확률 등의 함수로써 나타낼 수 있다.

$$Frequency_i = F(Task) \times Pr(IE)_i \times Pr(S)_i \times Pr(C)_i \times Pr(A)_i \quad (2)$$

여기서, $F(Task)$: 작업수행빈도

Pr(IE)_i : 시나리오 *i*의 초기사건이 일어날 확률
 Pr(S)_i : 시나리오 *i*에서 차폐 안전인자의 확률
 Pr(C)_i : 시나리오 *i*에서 격납 안전인자의 확률
 Pr(A)_i : 시나리오 *i*에서 접근 안전인자의 확률

식(2)에서 제시된 안전인자는 작업 중 피폭에 영향을 미치는 인자로서 차폐 (S), 격납 (C) 및 접근관리 (A)의 성공 여부에 따르며, 이는 사건수목에 의거하여 결과의 크기에 영향을 미치게 된다. 안전인자의 확률은 초기사건의 발생정도 및 다른 안전기능의 상태에 따른 것이다. 단, 용기를 떨어뜨리는 것과 같은 초기사건은 안전기능(차폐기능 등)의 실패 유무에 관계없이 발생할 수 있으므로 이러한 초기사건에 대한 확률은 일정하게 유지한다.

피폭경로

피폭은 방사선에 의한 외부피폭과 섭취 및 흡입에 의한 내부피폭의 합으로 제시된다. 본 연구에서는 참고문헌 [5]를 따라 5가지 피폭경로에 대한 위험도 평가를 수행하였으며 각 피폭경로에 대한 모델은 다음과 같다.

(1) 외부피폭 (External Dose)

$$D_{exti} = DCF_{extN} \times SourceStrength_N \times DRF_i \times t_i \times (r_0^2 / r_i^2) \times [1 - \exp(-\lambda_N t_i)] / \lambda_N t_i \quad (3)$$

여기서,

D_{exti} = 상태 *i*에 대한 외부선량 [Sv]
 DCF_{extN} = 핵종 N의 외부선량변환인자 [Sv h⁻¹ Bq⁻¹ at 1 m]
 $Source Strength_N$ = 핵종 N의 선원 강도[Bq]
 DRF_i = 선량감쇠인자
 t_i = 상태 *i*의 유효시간 [h]
 r_i = 선원과 피폭체간의 유효거리 [m]
 r_0 = 기준거리 [1 m]
 $[1 - \exp(-\lambda_N t_i)] / \lambda_N t_i$ = 상대적인 평균 선원 강도
 λ_N = 핵종 N의 감쇠 상수 [h⁻¹]

(2) 흡입 (Inhalation)

$$D_{mhi} = DCF_{inhN} \times Source Strength_N \times BR \times ARF_i \times RF_i \times LPF_i \times RPF_i (\chi t / Q)_i \quad (4)$$

여기서,

D_{mhi} = 상태 *i*에서 흡입선량 [Sv]
 DCF_{inhN} = 핵종 N의 흡입 선량변환인자 [Sv Bq⁻¹]
 $ARF_i \times RF_i$ = 상태 *i*에서 기체 생성물 방출률과 호흡률
 BR = 폐활량 [m³ h⁻¹]
 LPF_i = 기체생성물이 피폭자 주변의 대기로 방출될 분율
 RPF_i = 상태 *i*에서 호흡 보호인자 (피폭체 주변에서 흡입되는 기체생성물 농도비)
 $(\chi t / Q)_i$ = 단위 방출량당 피폭자 위치에서의 누적 농도 또는 기체 생성물 회석인자 [h m⁻³]

(3) 섭취 (Ingestion)

$$D_{ingi} = DCF_{ingN} \times SourceStrength_N \times LiquidReleaseFraction_i \times LiquidDilutionFactor_i \times VolumeIngested_i \quad (5)$$

여기서,

D_{ingi} = 상태 *i*에서 섭취선량 [Sv]
 DCF_{ingN} = 핵종 N의 섭취선량변환인자 [Sv Bq⁻¹]
 $Fraction Released_i$ = 액상 회석물 형태로 방출되는 선원의 분율
 $Liquid Dilution Factor_i$ = 1/Dilutant volume (회석물 체적) [m⁻³]
 $Volume Ingested_i$ = 섭취된 회석물 체적 [m³]

(4) 방사능 구름 속에 노출 (Submersion)

$$D_{msi} = DCF_{msN} \times SourceStrength_N \times ARF_i \times RF_i \times LPF_i \times (\chi t / Q)_i \times FiniteCloudCorrectionFactor \quad (6)$$

여기서,

D_{msi} = 상태 *i*에서 구름 속에 노출됨으로 받는 외부선량 [Sv]
 DCF_{msN} = 핵종 N의 침잠선량변환인자 [Sv h⁻¹ Bq⁻¹ m³]
 $Finite Cloud Correction Factor$ = 유한 구름 보정계수 (반무한 구름에 근거한 DCF 보정인자)

(5) 부지오염에 따른 피폭 (Site contamination)

$$D_{con} = DCF_{con,N} \times SourceStrength_N \times ARF, \\ \times RF, \times LPF, \times (xt/Q)_{con} V_{dN} / (1.6 \times 15 \times 10000) \quad (7)$$

여기서,

- D_{con} = 오염으로 인한 선량 [$Sv\ y^{-1}$]
- $DCF_{con,N}$ = 핵종 N의 부지오염 선량변환인자 [$Sv\ y^{-1}\ Bq^{-1}\ g^{-1}$]
- $(xt/Q)_{con}$ = 경계 밖 특정지점에서 단위 방출량 당 집적 농도 [$h\ m^{-3}$]
- V_{dN} = 핵종 N의 침전 속도 [$m\ h^{-1}$]
- $(1.6 \times 15 \times 10000)$ = 단위 면적당 표층 15cm 두께의 토양 무게 [$g\ m^{-3}$]

이러한 피폭경로를 통한 피폭량이 앞에서 정의한 입력조건과 참고문헌 [5]에 제공된 일반 분산/침착 변수 및 선량환산계수를 이용하여 각각의 피폭 모델에 대해서 계산되었다.

장비의 특성과 잠재피폭 발생가능 요인

일반적으로 ^{99}Mo - ^{99m}Tc 발생기와 관련된 작업은 발생기의 인수 및 저장, 발생기로부터의 ^{99m}Tc 용출, 방사성의약품의 준비와 같은 일련의 과정을 거치며, 작업에 따른 주된 방사선의 장해는 ^{99m}Tc 으로부터 발생되는 감마선 (140 keV)이며 6시간의 반감기를 가지고 있다. ^{99m}Tc 의 용출은 플런저 장치(plunger assembly)에 부착된 무균의 바늘에 차폐되어 있는 바이얼의 진공고무마개를 뚫고 들어가면서부터 시작된다. 용출된 ^{99m}Tc 용액을 의약품 바이얼에 주입하면 방사성의약품이 완성되고 다시 각각의 개인투여선량 만큼을 주사기로 뽑아낸다. 선량을 각각의 개인 선량으로 분주하는 동안과 관련된 잠재피폭 요인은 바이얼을 엮지른

경우와 방사성의약품을 준비하는 동안 바이얼을 떨어뜨려 깨지는 경우 등이 있다. 발생기는 저장 기간 동안 안정성이 확보되어야 하고 저장고의 잠금장치 등을 사용하여 다른 사람들의 접근을 제한해야 하며, 화재발생에 대비하여 소화기는 물론 스프링클러 등의 자체적인 화재 방호 시스템을 구비해야 한다.

상기 과정 중 잠재적인 사고는 안전인자들의 피폭제한기능 상실이며, 발생기의 인수 및 폐기에 관련된 직무는 다른 직무에 비해 위험도가 극히 미약하므로 본 논문에서는 제외하였다. ^{99}Mo - ^{99m}Tc 발생기를 다루는 정상 작업과 가능한 사고 상황에 대해 피폭 모델과 관련 변수를 도출하기 위해 작업참관을 통해 가능한 피폭요인을 분석하고 핵의학 전문가의 자문을 받아 국내현실에 적합한 피폭 사건수목을 구성하였다. ^{99m}Tc 발생기의 저장상태, 용출작업 그리고 용출한 방사성물질을 투여단위로 조작하는 준비작업에 대해 구성된 사건수목을 그림 1부터 그림 3까지 보였다.

입력변수

중형 의료용 선원을 사용하는 장비에 대한 잠재적인 사고는 장비의 오작동 및 인적실수와 같은 요인에 의해서 발생하는데 본 연구에서는 가동시간과 MTBF (Mean Time to Between Failures) 및 품질보증상의 오류 확률에 의거하여 사고 발생확률을 산출하였다. 안전인자의 확률은 참고문헌 [5]의 접근법을 따라 유사사태의 안전인자 확률을 바탕으로 동일 시스템일 경우 같은 확률인자를 부여하였다. 또한 선택적으로 초기 사건이 일어날 확률을 안전인자확률과 상호보완적으로 사용하였으며, 확률 값이 이중으로 중복되지 않게 하기 위해 확률이 유지될 경우 1로 두었다. ^{99}Mo - ^{99m}Tc 발생기에 대한 작업발생 빈도는 참고

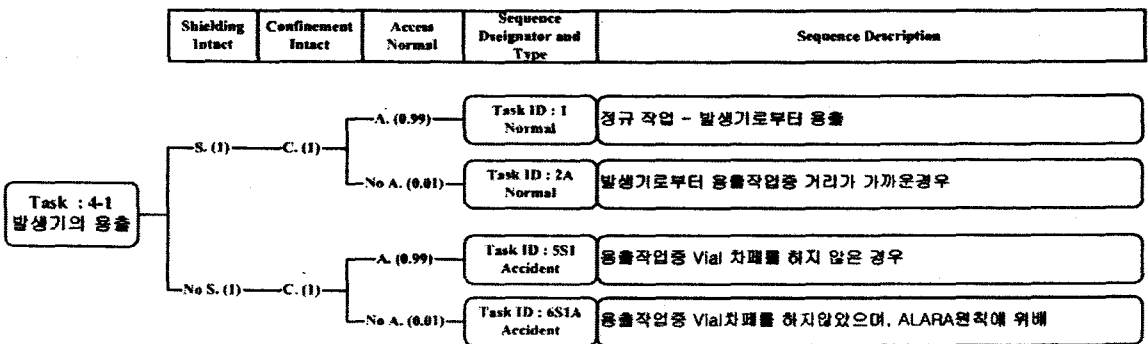


Fig. 1. Event tree and probability associated with elution of generator.

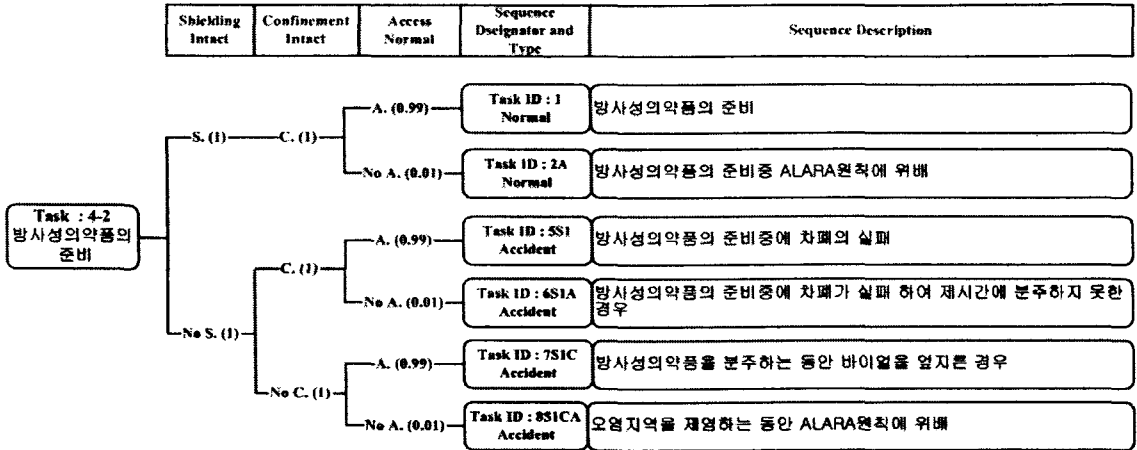


Fig. 2. Event tree and probability associated with the preparation of unit dose.

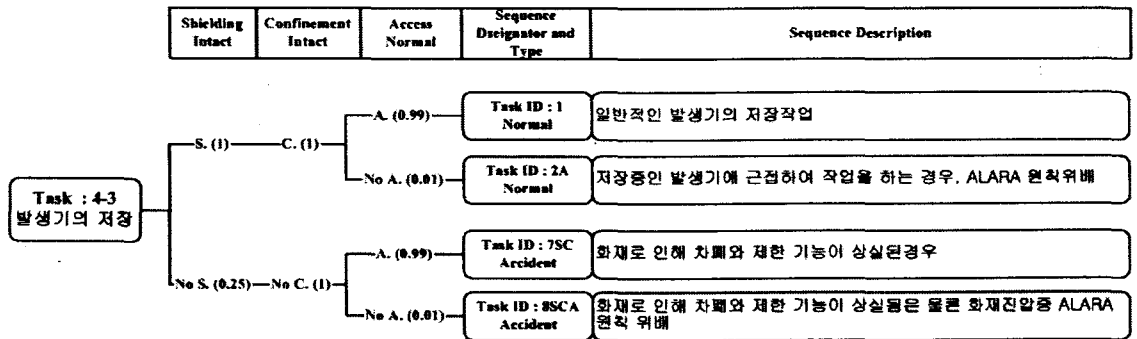


Fig. 3. Event tree and probability associated with storage of generator.

문헌[8]을 바탕으로 1일 용출횟수를 산출하였으며, 초기 사건이 일어날 확률은 국내의 작업자가 추정된 사고 발생확률을 사용하였다.

결정론적 방법에 의한 보수적인 결과를 보완하기 위해 확률론적 방법을 사용하여 위험도 평가를 시도하였으며, 결정론적 위험도 평가 모델에 기초하여 각 모델 입력변수에 대한 확률분포를 설정하였다. 확률분포에 대한 개념적 접근은 과거의 경험적 사실을 바탕으로 이루어 졌다. 자료를 수집하여 적합한 분포를 설정하기 위해서는 표본 조사된 변수들 사이의 상관관계를 유추해야 하는데 이러한 작업은 전문가의 판단에 근거하여 이루어진다[9,10]. 이러한 판단에 근거하여 모델 내의 입력변수 중 작업환경에 가장 영향을 미치는 선원의 강도, 시간, 거리에 대한 분포를 표 1과 같이 설정하였다. 모델 내의 호흡률, 배출률 등의 기타인자에 대한 분포설정은 민감도 분석결과 위험도 결과에 미치는 영향이 극히 미약하므로 참

고문헌 5에서 제공하는 단일 값을 그대로 적용하였다. 또한 거리와 시간변수에서 실제 자료가 부족한 시나리오에 대한 분포의 평균과 표준편차 값은 불확실성이 큰 점을 감안하여 전문가의 견해에 따라 작업 환경에 적합한 모수의 평균 10%를 사용하였으며 최소값과 최대값 또한 작업인자의 ± 10%를 적용하였다. 아울러 위험도에 최종적으로 영향을 미치는 입력변수를 알아보기 위해 민감도 분석을 수행하였다.

확률론적 분석 내에서의 몬테칼로 방법

몬테칼로 방법은 그림 4에 예시한 것처럼 정의된 모델 입력변수의 확률분포로부터 통계적으로 확률변수를 추출하는 방법이다[11,12]. 분석에는 몬테칼로 샘플링 기법을 사용하는 Crystal Ball V. 4.0 프로그램[13]을 사용하였다. 시뮬레이션 횟수를 결정하기 위해 표본 크기, 컴퓨터 역량 등 같이 고려되어야 할 사항은 있지만 시뮬레이션

Table 1. Characterization of input parameters.

Input parameter	Catalog	Mean	Std. dev	Min.	Max.	Distribution
Source strength	⁹⁹ Mo- ^{99m} Tc [GBq]	✓	✓	8.8	60.6	uniform
	⁹⁹ Mo [MBq]	✓	✓	3.99	4.88	
	^{99m} Tc [GBq]	✓	✓	8.8	44.4	
Task frequency	Elution [y ⁻¹]	390	156	288	523	log-normal
	Storage [y ⁻¹]	52	5.2	38.4	69.3	
Initiator Prob.	all	task by task*	task by task	6.57×10 ⁻⁵	1	log-normal
Distance to receptor[m]	worker	task by task	task by task	0.5	2.20	uniform
	public	task by task	task by task	2.00	100	
Exposure time[h]	worker	task by task	task by task	0.017	168	normal
	public	task by task	task by task	0.017	168	

* As the scenario of each task, input parameter is applied to the value respectively.

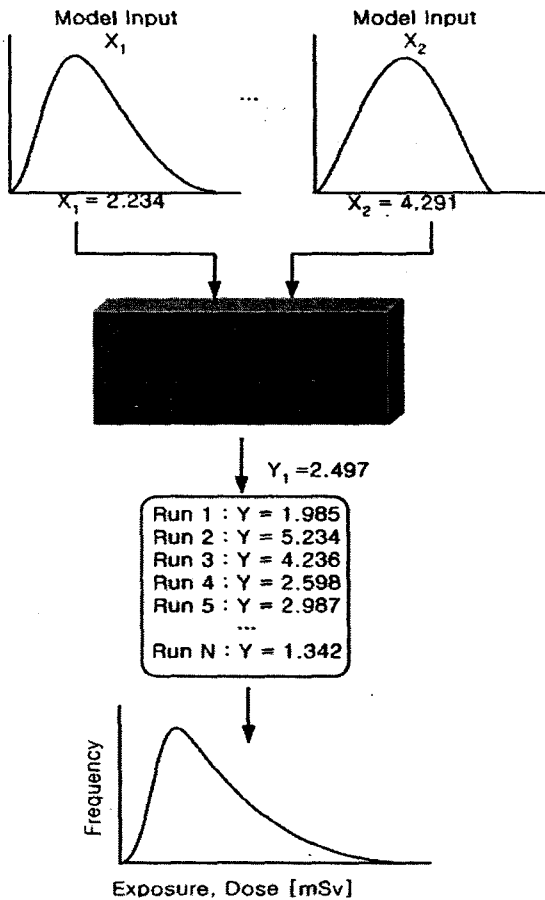


Fig. 4. Schematic illustrating the application of Monte Carlo analysis to a model.

횟수에 대한 일반적인 지침은 없다. 최근 보고된 바에 의하면 설득력 있는 결과를 위해 10,000에서 25,000회가 사용된다[12,14]. 따라서 본 연구에서는 몬테칼로 시뮬레이션을 위해 10,000회를 시행하였다.

결과 및 논의

단위 작업 당 예상되는 선량 및 연간선량

⁹⁹Mo-^{99m}Tc 발생기를 취급하는 종사자와 그 주변의 일반인에 대해 각 직무의 단위 작업 당 예상선량을 평가한 결과를 표 2와 그림 5 및 그림 6에 보였다. 여기서 단위작업 당 예상되는 선량 (expected dose)이라 함은 주어진 단일 사상에 대한 정규 및 사고시의 선량을 말한다. 표 2에서 보듯이 정상상태에서 단위 작업 당 선량은 저장기가 가장 높는데 그 이유는 시간에 대한 변수가 근무 시간기준으로 고려되었기 때문에 다른 작업에 비해 상대적으로 노출시간이 늘어 낮기 때문이다. 한편, 사고 위험은 표지화합물 합성 등 액체상의 방사성물질을 수동 조작하는 단위투여량 준비작업에서 가장 높다. 모든 작업에 대해 평균과 중간값이 비슷한 크기를 갖는데 이는 확률론적 평가값들의 분포가 대칭에 가깝다는 의미이다.

표 3과 그림 7 및 그림 8에는 예상 연간선량 (expected annual dose)을 보였는데 예상 연간선량은 표 2의 단위 작업 당 선량과 연간 빈도의 곱으로 산출된다. 그림 7에서 보듯이 정상상태에

서는 저장, 용출, 준비작업의 선량 기여가 종사자에 대해서는 비슷한 수준이며 일반인에 대해서는 저장이가 가장 높다. 이에 비해 사고상황에서는 종사자나 일반인 모두에서 준비, 용출, 저장의 순으로 나타나고 있다. 전체 과정에 대해 합산한 총

연간선량은 정상상태에서 0.5 mSv 내외이며 사고 상황에 의해 6 mSv 내외를 피폭할 것으로 평가되었다. 이에 대한 편차는 발생기를 사용하는 빈도와 각 병원마다 보유한 발생기의 수량에 관계된 것이라고 볼 수 있다.

Table 2. Expected doses from normal tasks and accident.

Task	Receptor	Task type	Expected dose [mSv]			
			mean	median	percentiles	
					2.5 %	97.5 %
Task: 4-1 Elution of generator (^{99m} Tc)	worker	normal	1.72×10 ⁻³	1.51×10 ⁻³	4.46×10 ⁻⁴	4.12×10 ⁻³
		accident	3.44×10 ⁻¹	2.99×10 ⁻¹	8.82×10 ⁻²	8.46×10 ⁻¹
	public	normal	1.86×10 ⁻⁵	1.82×10 ⁻⁵	6.40×10 ⁻⁶	3.38×10 ⁻⁵
		accident	3.86×10 ⁻³	3.79×10 ⁻³	1.35×10 ⁻³	7.03×10 ⁻³
Task: 4-2 Preparation of unit dose (^{99m} Tc)	worker	normal	2.12×10 ⁻³	1.91×10 ⁻³	5.80×10 ⁻⁴	4.74×10 ⁻³
		accident	4.28×10 ⁰	3.92×10 ⁰	1.28×10 ⁰	9.34×10 ⁰
	public	normal	4.97×10 ⁻⁵	4.86×10 ⁻⁵	1.73×10 ⁻⁵	9.19×10 ⁻⁵
		accident	1.63×10 ⁻¹	1.60×10 ⁻¹	5.75×10 ⁻²	2.87×10 ⁻¹
Task: 4-3 Storage of generator (⁹⁹ Mo- ^{99m} Tc)	worker	normal	1.42×10 ⁻²	1.41×10 ⁻²	4.07×10 ⁻³	2.61×10 ⁻²
		accident	1.89×10 ⁰	1.89×10 ⁰	5.43×10 ⁻¹	3.32×10 ⁰
	public	normal	5.72×10 ⁻³	5.65×10 ⁻³	1.63×10 ⁻³	1.06×10 ⁻³
		accident	1.35×10 ⁻¹	1.35×10 ⁻¹	3.98×10 ⁻²	2.29×10 ⁻¹

Table 3. Expected annual doses from normal tasks and accident.

Task	Receptor	Task type	Expected annual dose [mSvy ⁻¹]			
			mean	median	percentiles	
					2.5 %	97.5 %
Task: 4-1 Elution of generator (^{99m} Tc)	worker	normal	1.26×10 ⁻¹	1.04×10 ⁻¹	2.90×10 ⁻²	3.31×10 ⁻¹
		accident	3.41×10 ⁻³	3.05×10 ⁻³	9.08×10 ⁻⁴	7.72×10 ⁻³
	public	normal	9.17×10 ⁻⁵	8.95×10 ⁻⁵	3.21×10 ⁻⁵	1.69×10 ⁻⁴
		accident	2.03×10 ⁻⁵	1.98×10 ⁻⁵	6.95×10 ⁻⁶	3.81×10 ⁻⁵
Task: 4-2 Preparation of unit dose (^{99m} Tc)	worker	normal	3.22×10 ⁻¹	2.69×10 ⁻¹	7.55×10 ⁻²	8.42×10 ⁻¹
		accident	3.96×10 ⁰	3.31×10 ⁰	9.07×10 ⁻¹	1.03×10 ¹
	public	normal	2.47×10 ⁻⁴	2.40×10 ⁻⁴	8.50×10 ⁻⁵	4.61×10 ⁻⁴
		accident	1.57×10 ⁻³	1.53×10 ⁻³	5.38×10 ⁻⁴	2.89×10 ⁻³
Task: 4-3 Storage of generator (⁹⁹ Mo- ^{99m} Tc)	worker	normal	1.40×10 ⁻¹	1.36×10 ⁻¹	3.87×10 ⁻²	2.72×10 ⁻¹
		accident	4.16×10 ⁻⁶	4.02×10 ⁻⁶	1.13×10 ⁻⁶	8.26×10 ⁻⁶
	public	normal	1.35×10 ⁻²	1.33×10 ⁻²	3.78×10 ⁻³	2.55×10 ⁻²
		accident	6.40×10 ⁻⁸	6.29×10 ⁻⁸	1.07×10 ⁻⁸	1.19×10 ⁻⁷
Total task	worker	normal	6.00×10 ⁻¹	5.50×10 ⁻¹	2.27×10 ⁻¹	1.25×10 ⁰
		accident	3.96×10 ⁰	3.31×10 ⁰	9.08×10 ⁻¹	1.03×10 ¹
	public	normal	1.38×10 ⁻²	1.36×10 ⁻²	4.15×10 ⁻³	2.61×10 ⁻²
		accident	1.60×10 ⁻³	1.57×10 ⁻³	5.64×10 ⁻⁴	2.93×10 ⁻³

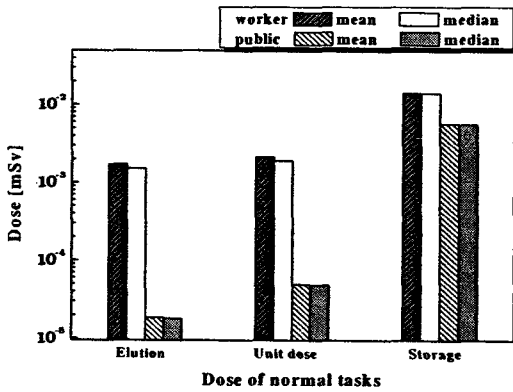


Fig. 5. Expected dose due to unit normal task.

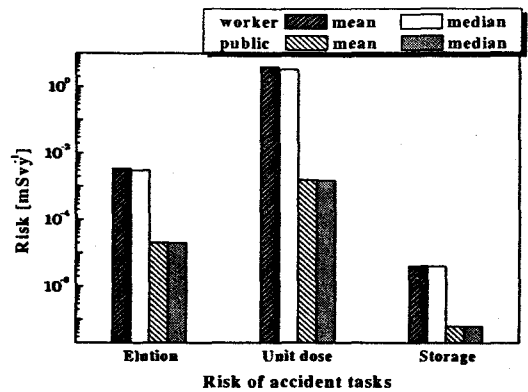


Fig. 8. Expected annual dose due to accidents.

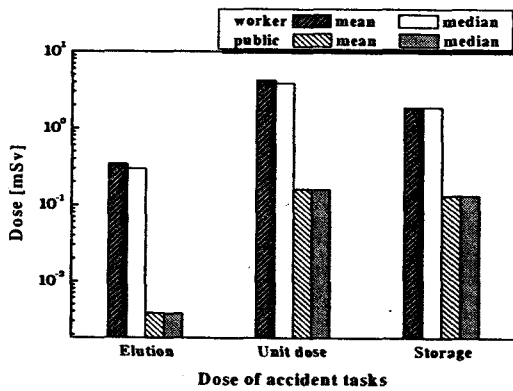
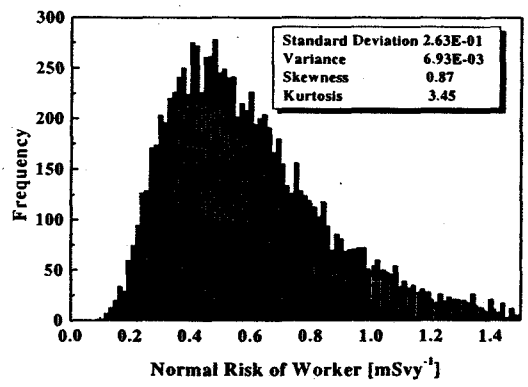


Fig. 6. Expected dose due to single accident.



(a) worker

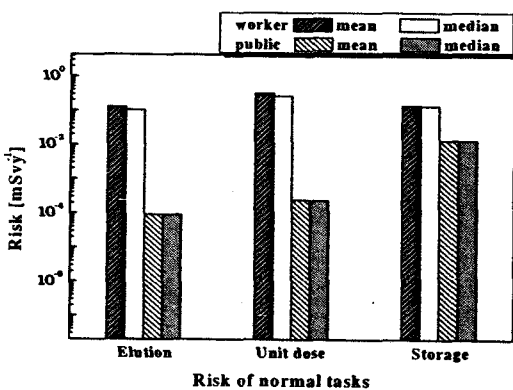
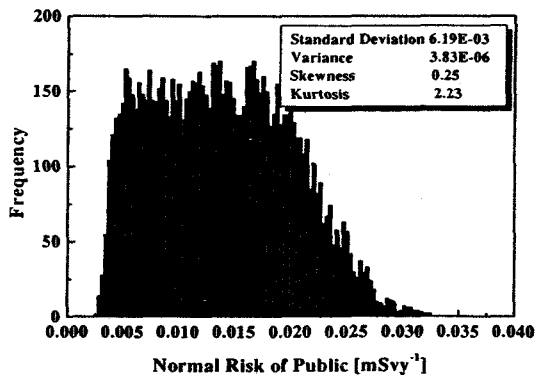


Fig. 7. Expected annual dose due to normal tasks.



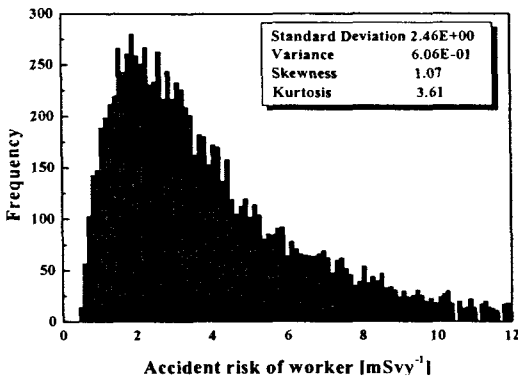
(b) public

Fig. 9. Risk distribution due to normal task. (a) worker (b) public.

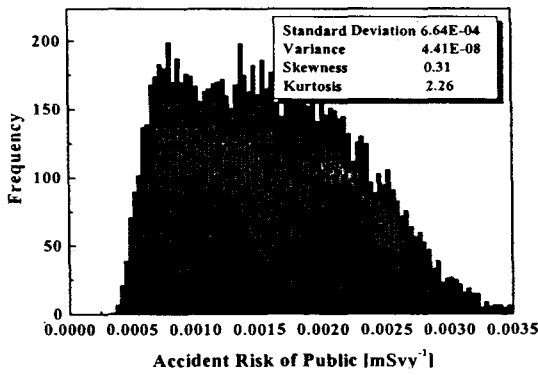
위험도 분포

그림 9와 그림 10은 발생기 취급에 관련된 예상되는 총 연간선량을 10,000회의 시뮬레이션으로

얻은 결과의 분포이다. 분포의 왜도(skewness) 및 첨도(kurtosis)[15]를 바탕으로 분포의 형태가



(a) worker



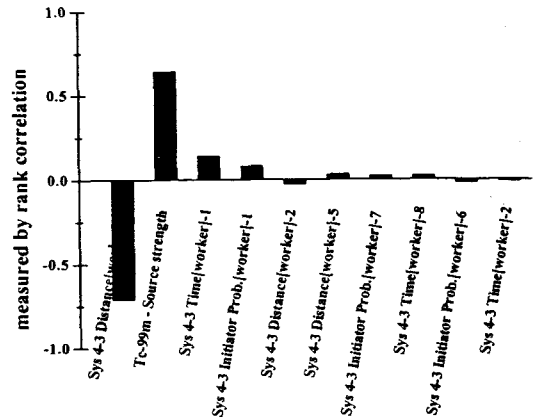
(b) public

Fig. 10. Risk distribution due to accidents. (a) worker (b) public.

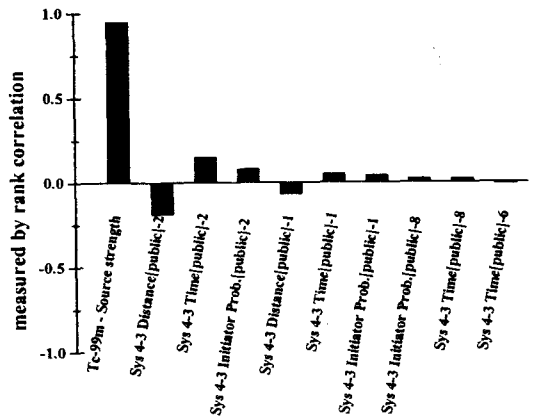
대치를 이루고 있는지 또는 어느 한쪽으로 치우쳐 있는지, 분포의 모양이 높게 나타나는지 낮게 나타나는지에 따라 분포의 형태를 구분할 수 있는데 본 연구에 나타난 위험도의 분포 형태는 왜도의 제곱과 첨도의 상관관계[9]에 의해서 배타분포를 따른다. 또한 일반인에 대한 첨도 값이 낮게 나타났는데 이는 변수의 다양성에 기인한 결과라 할 수 있다.

민감도 분석

단위 작업 당 예상되는 선량 및 연간선량에 미치는 피폭 모델의 인자들에 대한 민감도 분석을 계급상관계수(rank correlation coefficients) [13]를 사용하여 수행한 결과를 그림 11과 그림 12에 나타내었다. 작업자에 대한 정규피폭 및 사고시의 경우 작업거리, 선원의 세기, 작업시간 순으로, 일반인에 대한 정규 피폭 및 사고시의 경우 선원의



(a) worker



(b) public

Fig. 11. Sensitivity of input parameters against normal risk.

세기, 사건빈도, 작업거리, 작업시간의 순으로 위험도에 영향을 끼침을 알 수가 있다. 이는 방사선 작업절차와 안전관리 절차에서 이들 민감도 순위의 반영으로 절차의 합리성이 증진될 수 있음을 시사한다.

결 론

불확실성 분석기법을 활용하여 국내에 널리 이용되는 중형 의료용 선원을 사용하는 ⁹⁹Mo-^{99m}Tc 발생기에 관련된 직무의 예상되는 방사선 위험도를 정규 및 사고시 피폭으로 구분하여 작업자와

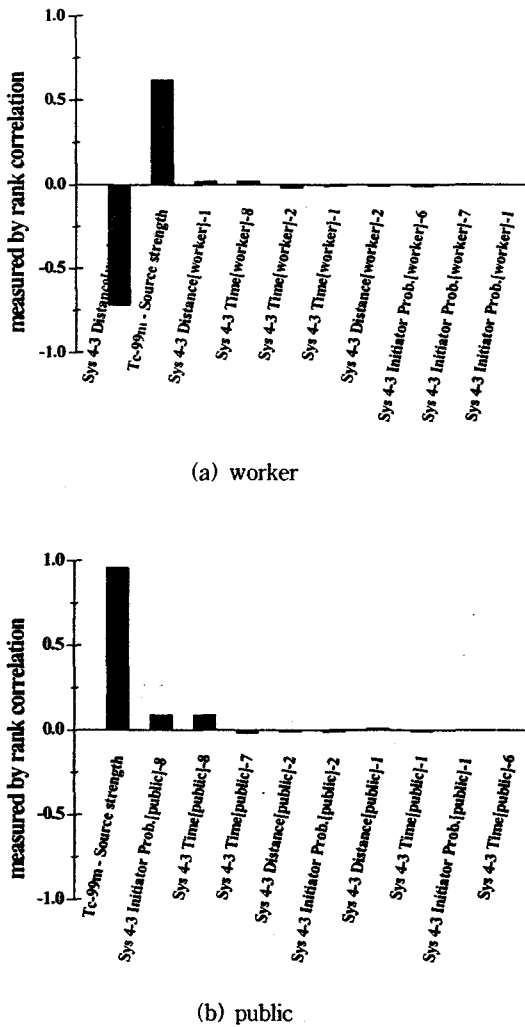


Fig. 12. Sensitivity of input parameters against accident risk.

일반인에 대해서 평가하였다. ^{99}Mo - $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 발생기에 대한 위험도 평가 결과는 일반적인 위험도 결과와는 다르게 사고시 위험도가 정규작업에 대한 위험도를 상회하는 결과를 보였으며 이는 합리적인 사고 예방 프로그램이 필요함을 시사한다. 피폭 대상과 직무별로 최종적으로 위험도에 영향을 미치는 인자는 조금씩 차이를 보이지만 선원의 세기와 작업거리가 주된 인자로 나타났다. 상기 사실들은 적절한 방사선 작업절차의 확립에 대한 중요성을 일깨워주는 것이며, 아울러 이러한 위험도 평가방법론은 위험도 정보 활용 규제 (Risk-Informed Regulation; RIR)에 활용할 수 있으며

과도한 규제로 인해 발생하는 부당한 방호비용에 대한 절감 및 나아가서 다양한 중대형 방사선원에 대해 규제의 최적화를 도모하는 데에 활용할 수 있을 것으로 기대한다.

감사의 글

본 연구는 방사선안전기술연구센터 (iTRS)의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. 방사성동위원소협회, 방사선 방사성동위원소 이용진흥 연차대회, (2003)
2. H. G. Menzel, "Radiation Protection Research and Standards in the European Union", *Proc. of 1997 International Conference on Radiation Dosimetry and Safety*, Taiwan, (1997)
3. Korea Institute of Nuclear Safety, *Developments of Radiation Safety Requirements for the Managements of Radiation Devices*, KINS/HR-469(2002)
4. International Commission on Radiological Protection, *Radiological Protection and Safety in Medicine*, ICRP publication 73, Pergamon Press(1996)
5. U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Risk Analysis and Evaluation of Regulatory Options for Nuclear Byproduct Material Systems*, NUREG/CR-6642(2000)
6. International Commission on Radiological Protection, *Protection from Potential Exposures-Application to Selected Radiation Sources*, ICRP publication 76, Pergamon Press(1997)
7. D. J. Moschandreas and S. Karuchit, "Scenario-model-parameter: a new method of cumulative risk uncertainty analysis," *Environment International* 28, 247-261(2002)
8. Korea Institute of Nuclear Safety, *Risk Analysis for Radioisotopes and Radiation Generators*, KINS/HR-501(2003)
9. Alison C. Cullen and H. Christopher Frey, *Probabilistic Techniques In Exposure Assessment: a handbook for dealing with variability and uncertainty in models and*

- inputs*, New York and London(1998)
10. U. S. Environment Protection Agency, *Risk Assessment Guidance for Superfund: Volume 3 - part A, Process for Conducting Probabilistic Risk Assessment*, EPA/540/R-02/002(2001)
 11. U. S. Environment Protection Agency, *Guiding principles for Monte Carlo analysis*, EPA/630/R-97/001(1997)
 12. Christopher Z. Mooney, *Monte Carlo Simulation*, Sage publications, 07-116 Thousand Oaks(1997)
 13. R. Sargent and E. Wainwright, *Crystal Ball Version 4.0 User Manual*, Decisioneering (1996)
 14. A. Yegnan, D.G. Williamson and A.J. Graettinger, "Uncertainty analysis in air dispersion modeling," *Environment Modeling & Software* 17, 639-649(2002)
 15. M. Alexander, A. Franklin and C. Duane, *Introduction to the Theory of Statistics*, 3rd ed., McGraw-Hill, New York(1974)