

Radiation Dose Assessment of ACP Hotcell for Spent Fuel Treatment in Normal Operation & Accident Case

사용후핵연료 처리를 위한 ACP 핫셀의 정상운영 및
사고시 방사선 환경영향평가

Dong-Hak Kook, Won-Myung Choung, Jeong-Hoe Ku, Il-Je Cho,
Eun-Pyo Lee and Gil-Sung You

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon
svskook@kaeri.re.kr

국동학, 정원명, 구정희, 조일계, 이은표, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

(Received June 10, 2004 / Approved August 6, 2004)

Abstract

Advanced spent fuel Conditioning Process(ACP) project which is under development for efficient spent fuel management has finished process feasibility study and is preparing α - γ type hot cell construction for process experimentaton. Radiation dose evaluation for the radioactive nuclides were preliminarily performed for normal operation and accident case with the basic concept design report, the meteorological data and the recent site specific data. According to the production and release rate of nuclides, dose evaluations for residents around facility were performed. The evaluation result shows a safe margin for regulation limits and SAR(Safety Analysis Report) limit of IMEF(Irradiated Material Examination Facility) where this facility will be constructed.

Key Words : ACP, hotcell, dose evaluation, IMEF

요약

사용후핵연료의 효율적인 관리를 위하여 원자력연구소에서 개발중인 사용후핵연료 차세대관리 종합공정(ACP)은 공정타당성연구 단계를 마치고 이의 실증을 위한 α - γ type 핫셀 건설 단계에 이르렀다. 핫셀의 설계에 앞서 사용후핵연료를 취급하게 되는 과정에서 발생할 수 있는 방사능에 대한 환경영향평가를 정상운영 시와 사고발생 시로 나누어 수행하였다. 평가에 필요한 자료들은 공정의 개념설계 보고서와 최근 연구소부지 기상 데이터 및 부지특성 자료를 바탕으로 하였으며 기존의 유사한 시설에 대한 평가방법을 참조하였다. 각 핵종별 발생량과 방출량을 계산하여 피폭선량을 계산하였으며

평가결과 원자력법관련 규제기준과 핫셀이 위치하게 되는 IMEF 건물의 안전성분석 기준보다 매우 안전한 결과를 얻어 시설 운영에 대한 안전성을 확보하였다.

중심단어 : ACP, 핫셀, 환경영향평가, IMEF

I. 서론

현재 산적해있는 사용후핵연료의 저장 문제를 해결하기 위해 원자력연구소는 상용중인 이산화우라늄을 사용 후에는 금속우라늄으로 저장하여 저장부피와 방사선의 세기를 각각 1/4으로 줄여 저장효율 증대와 더불어 처분시설 용지확보를 쉽게 하려는 연구[1]를 수행중이다.

이 공정을 실증하기 위한 차폐시설의 확보를 위하여 조사재시험시설(IMEF)의 지하에 있는 예비 핫셀을 공정의 특성 및 용도에 맞게 α - γ 타입의 핫셀로 설계 변경하여 사용할 예정이며 실증시설의 운영 시 발생하는 방사선원들이 주변 주민들에게 미칠 영향을 시설 건설에 앞서 미리 평가함으로써 시설의 안전성을 입증하는 것이 본 연구의 주요 목적이다. 방사선 환경영향평가는 연구소 부지 환경에 맞는 자료를 사용하여 크게 정상운전 시와 사고 시로 나누어 수행하였으며 최근 개정된 원자력법 시행령과 시설의 안전성분석보고서에서 제시하는 규제기준들과 비교하였다.

II. ACP 공정 방사선원 분석

차세대관리 종합공정[1,2]은 건식 처리공정이고, 공정에서 필요한 냉각도 불활성 가스인 아르곤(Ar) 가스를 사용하게되므로 액체 방사성 폐기물은 발생하지 않으며, 기체 및 고체 방사성 폐기물만 발생하게 된다. 핵물질의 취급 기준량을 설정하기 위해서 사용후핵연료의 특성을 초기 농축도 3.5 wt%, 연소도 43,000 MWD/MTU, 냉각기간 10년을 기준으로 하였으며 한 배치당 20 kg, 연간 5 배치의 100 kg을 취급할 예정이다. 방사성물질이 최종적으로 환경으로 방출되기 전까지는 각종 배기체 처리 장치를 통과해야하므로 환경방사능에 주요 원인이 되는 핵종들을 중심으로 Fig. 1과 같이 각 공정별 핵종 생성량 예측과 그 핵종 제거에 필요한 제거장치의 설치 및 제거효율 등이 고려되어야 한다. 따라서 먼저 핵종 생성량 예측을 위해 각 공정별 여러 핵종들에 대한 정확한 방사능 물질 수지를 작성하여 주요 핵종들의 공정내 발생량을 계산하였고 이를 Fig. 2에 나타내었다.

공정별로 좀더 자세히 살펴보면 탈피복 및 분말화

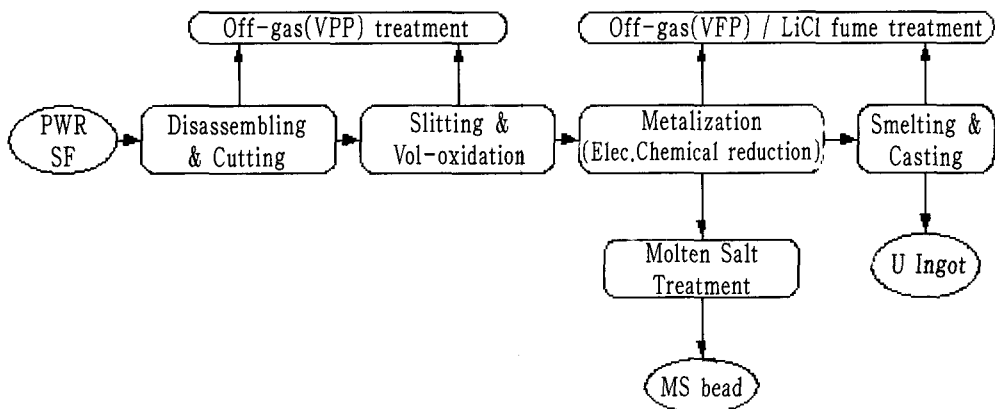


Fig. 1. Conceptual diagram of ACP

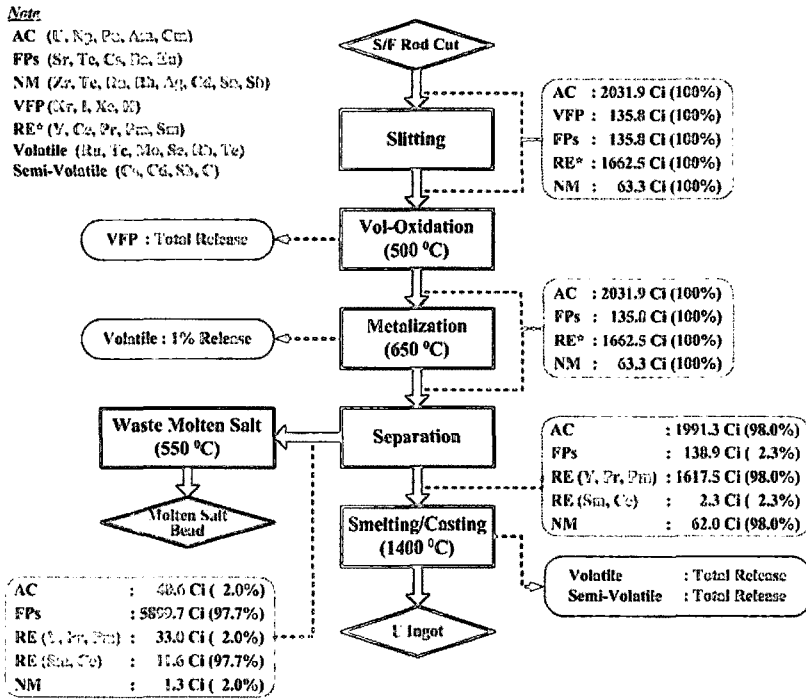


Fig. 2. Radioactivity balance diagram of nuclear material elements.

공정에서 3H는 전량 방출되는 반면 Krypton, Xenon, Iodine의 경우 50%에 해당하는 상당량이 U₃O₈ 분말의 기공 또는 matrix 내에 체류할 가능성이 있으나 보수적 평가를 위해 전량 방출되는 것으로 가정하였다. 일반적으로 700 °C의 환원공정을 포함하는 건식 재처리 공정의 방사선누출 특성 상 방사성 기체와 더불어 Cesium, Tellurium, Rubidium과 같은 일부의 휘발성 핵종도 방출하나 본 분말화 공정에서는 핵연료의 온도를 500 °C 이하로 억제하므로 Krypton, Xenon, Iodine, Tritium과 같은 방사성 기체를 제외한 대부분의 휘발성 핵종은 방출하지 않는 것으로 가정할 수 있다. 따라서 분말화 공정에서는 방사성 기체만이 전량 방출하는 것으로 가정하였다.

금속전환 공정에서 발생하는 배기체로는 잔류 Fission Gas, 휘발성 핵종 일부, LiCl이 증발하면서 발생하는 용융염 Fume, 산화전극에서 방출되는 O₂ Gas, Inert Cover Gas 및 Purge Gas로 공급되는 Argon 등이 있으나 휘발성 핵종의 방출을 억제하기 위하여 금속전환 공정온도를 680 °C로 설정하였으므로

이 공정에서는 보수적으로 Cesium, Ruthenium, Technetium, Molybdenum, Selenium, Rubidium, Tellurium와 같은 휘발성 핵종만이 1% 방출하는 것으로 가정하였다.

주조공정에서 발생하는 배기체로는 금속전환체 내부와 표면에 붙어 있던 일부 LiCl이 증발하면서 발생하는 용융염 Fume과 잔류 Cesium, Strontium 화합물과 일부 Fission Gas 등을 고려하였으며 이들은 Cold Trap과 Cesium, Strontium Trap을 거친 후 Off-gas 처리장치를 거쳐 배기되므로 방출량은 매우 미미하다. 그러나 본 공정에서는 보수적인 평가를 위하여 금속전환체에 잔류하는 휘발성 핵종 및 준 휘발성 핵종이 전량 방출되고 기타 핵분열생성물은 0.1%, 우라늄 및 액티나이드 핵종은 0.01% 방출하는 것으로 가정하였다.

폐용융염 처리는 성형공정으로서 운전온도가 550 °C로 제한되므로 휘발성 핵종을 포함한 대부분의 핵종이 용융염에 잔류할 것으로 예상된다. 보수적인 평가를 위해 폐용융염에 잔류한 핵분열성 핵종은 0.01%, 우라늄 및 액티나이드 핵종은 0.001% 방출하는 것

으로 가정하였다.

위와 같이 발생하는 기체 방사성물질들을 처리하기 위한 배기체 처리장치가 설치되는데 준휘발성 핵종은 온도구배관, 미립자는 metal wool, 요오드는 Silver Impregnated Zeolite, 삼중수소는 Molecular Sieve 5A로 제거하며 최종적으로 HEPA 필터를 설치하여 미처리된 배기체를 처리한 후 핫셀의 주환기계통으로 방출한다. HEPA 필터는 셀 내외로 2개가 설치되지만 보수적 안전성을 위해 1개 (제거효율 : 3×10^{-4})만 적용하였으며 요오드 제거를 위한 활성탄 필터는 1개가 설치된다(제거효율 : 2.5×10^{-3}).

공정에서 발생한 모든 기체상 방사성물질은 위에 기술한 배기체 처리장치를 거쳐 핫셀의 배기설비와 하나로 스택을 통해 환경으로 방출되므로 환경으로의 방출량은 배기체 처리장치의 제거율에 영향을 받으며 최종적으로 본 연구에서 ORIGEN-II 계산을 통해 결정한 주요 방사성핵종의 방출량을 Table 1에 나타내었다.

III. 정상운전 시 평가 방법

방사선의 피폭의 경로는 크게 외부피폭과 내부피폭으로 나눌 수 있는데 외부피폭에는 방사성물질들이 대기로 확산되어 공중의 구름속에 떠 다니는 방사능운과 지표면에 떨어지는 침적에 의한 경우가 해당되고 내부피폭으로는 사람의 호흡을 통한 경우와 채소 및 육류의 섭취로 인한 경우가 해당된다[3-5]. 대기확산인자는 방사성물질이 대기중에 확산되는

Table 1. Radiation sources and released rate of main nuclides

핵종	선원 (Ci)	방출량 (Ci)
³ H	$5.76 \times 10^{+01}$	5.76×10^{-02}
¹⁴ C	7.55×10^{-02}	1.74×10^{-03}
⁸⁵ Kr	$6.21 \times 10^{+02}$	$6.21 \times 10^{+02}$
¹⁰⁶ Ru	$7.82 \times 10^{+01}$	2.30×10^{-03}
¹²⁹ I	4.10×10^{-03}	4.10×10^{-05}
¹²⁵ Sb	$1.529 \times 10^{+02}$	4.50×10^{-02}
¹³⁷ Cs	$1.08 \times 10^{+04}$	7.45×10^{-03}

정도를 나타내며 본 공정에서와 같이 액체상 방사성핵종이 없는 경우에는 공정 전반에 걸친 방사능 영향을 결정짓는 가장 중요한 인자이다. 대기확산인자의 평가는 미국 원자력규제위원회의 규제기준(NRC Regulatory Guide) 1.111에 제시된 모델[4,5]에 준한다. 본 시설에서 방출된 방사성물질은 하나로로 굴뚝을 통해 외부로 방출되므로 고도방출에 해당하며, 연구소 부지 기상관측탑의 67 m 높이에서 측정된 자료를 사용한다. 기상데이터는 해당 시설을 중심으로 16개의 방위와 반경 80 km내의 10단계 거리에 대해 사용하는데 보통 부지경계(약 800 m 이내)에서의 값이 최고치를 나타내며 보수적 평가를 위해 이 값을 대표적으로 이용하게 된다. 대기확산인자에는 방사성물질의 붕괴와 침적을 고려한 값을 적용할 수 있는데 가장 보수적인 계산을 위해 두 가지를 모두 고려하지 않은 인자를 선택하였으며 기본 데이터 값은 본 연구소 환경팀에서 매년 발간하는 환경영향평가서[3]의 최근 2002년도 값을 적용하였다. 이 평가서에서는 하나로 스택으로 연결된 원자로굴뚝과 RCI(Reactor Concrete Island)굴뚝, 그리고 방사성동위원소 이용연구동과 조사재시험시설쪽에서 이어지는 채널들 각각에 대한 대기확산인자값을 연구소 부지 기상자료를 바탕으로 XOQDOQ프로그램을 이용하여 제시하고 있으므로 본 연구에서도 이 보고서의 데이터를 이용하였으며 핫셀이 건설될 조사재시험 시설 채널의 값을 대표값으로 택하였고 그 값을 Table 2에 나타내었다.

주민피폭선량의 계산은 GASDOS 프로그램을 통해 수행하였는데 이 프로그램은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.111에 근거하여 NRC에서 개발한 전산프로그램 GASPARD를 한국원자력안전기술원(KINS)에서 우리나라의 실정에 맞게 수정·보완한 것이다[5]. 최근 과기부 고시[6]에서 국제방사선방호

Table 2. Atmospheric dispersion and deposition factor for normal operation.

방위	거리 (km)	지역	X/ Q (sec/m)	(X/ Q) ^D (sec/m)	(X/ Q) ^{DD} (sec/m)	(D/ Q) (sec/m ²)
w	0.8	부지 경계	$1,308 \times 10^{-4}$	$1,278 \times 10^{-4}$	$1,186 \times 10^{-4}$	$6,353 \times 10^{-8}$

위원회의 신권고(ICRP 60)를 법제화하면서 새롭게 반영한 선량환산인자를 적용하여 평가하도록 규정하고 있으므로 본 평가에서도 그와 같은 선량환산인자를 적용하였다.

흡입 및 섭취경로의 선량환산계수는 ICRP-67, 69, 71에 제시된 값을 적용하며, 불활성기체의 침수경로의 선량환산계수는 IAEA의 방사선방호에 관한 국제기본안전기준(IAEA Safety Series 115)에 제시된 값을 적용하였으며, 지표면에 침적된 방사성물질과 해상활동에 의한 외부 피폭경로의 선량환산계수는 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.109에 제시된 값을 적용하였다. 또한, 흡입 및 섭취경로의 경우, ICRP-67, 69, 71에 선량환산계수가 제시되지 않은 핵종은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.109의 값을 적용하였다.

국제방사선방호위원회와 국제원자력기구에서는 6개의 연령군으로 분류하고 있으나 최대 피폭 연령군과 최소피폭 연령군의 피폭량 차이가 작으므로 본 평가에서는 4가지 연령군을 고려하였고 또한 피폭을 받는 장기로는 전신, 소화기관, 뼈, 간, 신장, 갑상선, 폐 및 피부 등이 있다. 하나로 스택을 통해 방출되는 주요 핵종의 특성을 고려하여, 본 평가에서는 유효선량과 상대적으로 선량환산인자가 높은 중요 장기에 대한 등가선량만 고려하였다.

IV. 사고 시 평가 방법

1. 예상사고 평가

핫셀의 운영중에 발생 가능한 사고를 도출하기 위해서 사용후핵연료를 취급하는 기존의 조사제시험시설의 안전성분석보고서[7]에 기술된 사고의 종류를 참조한 결과 발생가능한 사고 유형으로는 핵분열기체 누출사고, 우라늄 분말에 의한 분진 폭발, 핵분열 생성물의 붕괴열에 의한 위험, 배기 덕트 파단 사고, 배기팬 고장 및 화재, 그리고 핫셀 내부의 화재사고 등이 있다.

위의 사고해석내용을 검토한 결과 핫셀내 화재를 제외하고는 차세대관리 종합공정의 도입으로 인해 사고해석의 결과에 큰 영향을 미치지 않는 것으로

판단되므로 본 연구에서는 사고 발생시 가장 큰 영향을 미치는 핫셀내 화재의 경우에 초점을 맞추었다. 평가방법으로는 우선 화재사고시의 누출방사량을 산정하고 화재사고시의 시설주변의 단기대기 확산인자를 구한다. 또한 각 피폭경로에 따른 선량환산인자 값을 결정한 후 경로별 피폭선량평가 모델에 따른 주민의 피폭선량을 평가하여 전체적인 최대 개인 피폭선량을 구한다. 핫셀내에 화재 발생시 핵연료 자체는 세라믹의 특성을 지니고 있어 인화성 및 발화성이 없을 뿐 아니라 용점도 상당히 높으므로 큰 문제가 없고 배기필터 및 전기 케이블외에는 가연성물질이 존재하지 않으므로 화재 발생시에 확산가능성이 거의 없이 국부적인 화재에 그칠 것으로 판단되며 더욱이 시설내부에는 화재를 조기에 감지하여 진화할 수 있는 화재방호설비(Halon 계통)가 마련되어 있으므로 화재시 핵연료 파손으로 인한 방사성물질의 누출가능성은 극히 희박하다. 따라서 본 연구에서는 화재로 인한 잠재적인 방사선피폭을 평가하기 위해 핫셀내의 화재로 인해 핫셀내의 배기필터가 연소하여 배기필터에 축적된 방사성물질이 누출되는 경우를 고려하였으며 방사성물질의 방출량을 설정하기 위해 다음과 같은 가정을 적용하였다.

- 핫셀내 화재로 인해 핫셀내에 설치되어 있는 필터는 영향을 받지만 배기팬실에 설치되어 있는 배기필터의 성능은 영향을 받지 않는다.

- 보수적 계산을 위해 핫셀내의 배기필터에는 최대 5 Batch분의 핵연료를 취급할 때 발생하는 방사성물질이 최대로 축적되어 있는 것으로 가정한다.

- 보수적 계산을 위해 운전기간 중 방사성핵종의 붕괴는 고려하지 않는다.

- 핫셀배기계통에는 활성탄 필터가 설치되어 있으나 사고시에는 기능을 상실하는 것으로 가정한다.

- 불활성 기체는 공정운전시 모두 방출하여 핫셀내에는 잔류하지 않으나 보수적인 평가를 위해 사고시 핫셀내에서 취급된 핵연료에 포함된 모든 불활성기체가 방출하는 것으로 가정한다.

- 사고시 방사성물질은 단기 대기확산인자 적용을 위해 2시간 이내에 전량 방출되는 것으로 가정한다.

- 위와 같은 가정하에서의 방사성물질의 방출량을

Table 3. Radiation release rate for fire accident in the hotcell.

핵종	사고시 부유선원 (Ci)	HEPA 여과기	방출선원 (Ci)	핵종	사고시 부유선원 (Ci)	HEPA 여과기	방출선원 (Ci)
³ H	5.76 × 10 ⁺⁰¹	1.0 × 10 ⁺⁰⁰	5.76 × 10 ⁺⁰¹	¹²⁷ MTe	5.45 × 10 ⁻⁰⁹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	1.64 × 10 ⁻¹²
¹⁴ C	1.74 × 10 ⁻⁰³	1.0 × 10 ⁺⁰⁰	1.74 × 10 ⁻⁰³	¹²⁹ Te	2.74 × 10 ⁻²⁷	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	8.21 × 10 ⁻³¹
⁷⁹ Se	1.74 × 10 ⁻⁰³	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	5.23 × 10 ⁻⁰⁷	¹²⁹ MTe	4.20 × 10 ⁻³¹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	1.26 × 10 ⁻³⁴
⁸⁵ Kr	6.21 × 10 ⁺⁰²	1.0 × 10 ⁺⁰⁰	6.21 × 10 ⁺⁰²	¹²⁴ Sb	1.41 × 10 ⁻¹⁶	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	4.22 × 10 ⁻²⁰
⁹³ Mo	2.71 × 10 ⁻⁰⁶	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	8.12 × 10 ⁻¹⁰	¹²⁵ Sb	1.50 × 10 ⁺⁰²	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	4.50 × 10 ⁻⁰²
⁹⁹ Tc	1.65 × 10 ⁺⁰⁰	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	4.95 × 10 ⁻⁰⁴	¹²⁶ Sb	1.40 × 10 ⁻⁰²	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	4.21 × 10 ⁻⁰⁶
¹⁰³ Ru	2.26 × 10 ⁻²³	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	6.79 × 10 ⁻²⁷	¹²⁶ MSb	1.00 × 10 ⁻⁰¹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	3.01 × 10 ⁻⁰⁵
¹⁰⁶ Ru	7.74 × 10 ⁺⁰¹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	2.32 × 10 ⁻⁰²	¹²⁹ I	4.10 × 10 ⁻⁰³	1.0 × 10 ⁺⁰⁰	4.10 × 10 ⁻⁰³
¹¹³ M Cd	4.91 × 10 ⁺⁰⁰	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	1.47 × 10 ⁻⁰³	¹³⁴ Cs	2.12 × 10 ⁺⁰¹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	6.36 × 10 ⁻⁰³
¹¹⁵ M Cd	5.89 × 10 ⁻²³	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	1.77 × 10 ⁻²⁶	¹³⁵ Cs	9.34 × 10 ⁻⁰⁴	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	2.80 × 10 ⁻⁰⁷
¹²⁵ M Te	1.23 × 10 ⁺⁰⁰	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	3.69 × 10 ⁻⁰⁴	¹³⁷ Cs	2.49 × 10 ⁺⁰²	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	7.46 × 10 ⁻⁰²
¹²⁷ Te	5.34 × 10 ⁻⁰⁹	3.0 × 10 ⁻⁰⁴	1.60 × 10 ⁻¹²				
Total	1.18 × 10 ⁺⁰³		6.79 × 10 ⁺⁰²	Total	1.18 × 10 ⁺⁰³		6.79 × 10 ⁺⁰²

Table 3처럼 계산하였다. 포집이 불가능한 불활성 기체와 ¹²⁹I는 화재시 생성된 전량이 방출되는 것으로 고려하였으며 방사성입자에 대해서는 HEPA 필터의 효율을 99.97%로 적용하여 하나로 스택밖으로의 최종 방출량을 결정하였다.

2. 단기 대기확산인자

시설의 정상운영시에는 시설 주위의 연간 대기자료[3]를 바탕으로 대기확산인자를 적용하지만 화재와 같은 사고시에는 단기간의 빠른 대기확산인자를 적용함으로써 보수적인 평가를 수행하게 되며 시설 부지에서 측정된 기상자료를 사용하여 미국 NRC 규제지침 1.145[8]의 방법에 따라 계산한다. 본 연구에서는 사고의 특성상 2시간 이내에 모든 방사성원이 방출한다는 가정하고 사고시 방사성 물질은 유일하게 하나로 스택을 통해 방출되므로 고도방출 모델을 적용하였다.

본 평가에서는 미국 원자력규제위원회 규제지침 1.145에 따라 개발된 PAVAN 전산프로그램을 사용하여 단기대기확산인자를 계산하였으며 방출지점주위의 지형효과를 고려하였다. 기상자료는 2002년 1년간 하나로 기상대에서 측정된 값을 사용하였다.

Table 4. Short term atmospheric dispersion factor after 2 hours from the accident (sec/m³)

방향	거리(m)	(x/Q) _{99.5}	(x/Q) _f	(x/Q) ₉₅
S	700	7.56 × 10 ⁻³	5.60 × 10 ⁻⁴	5.01 × 10 ⁻³
SSW	800	3.17 × 10 ⁻⁴	1.83 × 10 ⁻⁴	
SW	1000	1.03 × 10 ⁻³	2.70 × 10 ⁻⁴	
WSW	700	6.30 × 10 ⁻³	5.60 × 10 ⁻⁴	
W	400	1.38 × 10 ⁻²	1.43 × 10 ⁻³	
WNW	400	8.67 × 10 ⁻³	1.43 × 10 ⁻³	
NW	700	2.27 × 10 ⁻³	5.60 × 10 ⁻⁴	
NNW	600	4.56 × 10 ⁻³	7.24 × 10 ⁻⁴	
N	700	5.47 × 10 ⁻³	5.60 × 10 ⁻⁴	
NNE	700	6.34 × 10 ⁻³	5.60 × 10 ⁻⁴	
NE	900	2.78 × 10 ⁻³	3.68 × 10 ⁻⁴	
ENE	800	2.92 × 10 ⁻⁴	1.74 × 10 ⁻⁴	
E	300	8.59 × 10 ⁻⁵	2.37 × 10 ⁻⁴	
ESE	300	6.13 × 10 ⁻⁵	2.24 × 10 ⁻⁴	
SE	300	7.84 × 10 ⁻⁵	2.30 × 10 ⁻⁴	
SSE	800	1.53 × 10 ⁻³	3.88 × 10 ⁻⁴	

방향별 최대의 x/Q 값을 갖는 거리에 대한 대기확산인자값을 각각 Nonfumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자((x/Q)_{99.5}), Fumigation 조건

에서의 소구역별 대기확산인자($(x/Q)f$) 및 모든 방향에 대한 대기확산인자($(x/Q)_{95}$)에 대해 Table 4에 나타내었다. Table 4에 나타나 있는 바와 같이 Nonfumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자값이 Fumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자값이나 모든 방향에 대한 대기확산인자값 보다 더 큰 것으로 나타났다. 따라서 0~2시간 사이의 대기확산인자값은 소구역별 대기확산인자값중 최대 값을 갖는 W 방향 400m 지점에서의 값인 1.38×10^{-2} (sec/m^2)을 대표값으로 결정하였다.

3. 피폭선량 및 환산인자 계산

사고시 외부로 방출되는 방사성 물질로부터 부지 주변의 개인이 받는 피폭선량은 호흡에 의한 내부 피

폭선량과 불활성기체에 의한 외부 피폭선량으로 구분하여 평가한다.

사고기간동안의 호흡율은 US NRC Regulatory Guide 1.4에 제시된 $3.47 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{sec}$ 를 적용하였으며, 방사성운 내에서의 호흡에 의한 내부피폭 유효선량 환산인자와 갑상선 등가선량 환산인자는 국제방사선방호위원회의 권고(ICRP 60)에 따른 값을 택하였고 호흡시 흡입된 핵종으로부터 받게되는 개인 내부피폭선량과 함께 Table 5에 나타내었다. 외부피폭에 대한 유효선량은 불활성기체에 대해서만 고려하며 피폭받는 개인이 지표면위에 무한하게 퍼져있는 방사성운의 중심에 있다는 가정 아래 계산한다. 즉, 무한 반구형의 방사성운(Semi-infinite Hemispherical Cloud)의 농도는 일정하며, 선량을 계산하

Table 5. Internal dose conversion factor and dose rate.

핵종	방출선원 (Ci)	유효선량 환산인자 (mSv/pCi-inhaled)	갑상선 등가선량 환산인자 (mSv/pCi-inhaled)	유효선량 (mSv)	갑상선 등가선량 (mSv)
³ H	$5.76 \times 10^{+01}$	6.660×10^{-10}	6.660×10^{-10}	1.84×10^{-01}	1.84×10^{-01}
¹⁴ C	1.74×10^{-03}	2.290×10^{-10}	2.290×10^{-10}	1.90×10^{-06}	1.90×10^{-06}
⁷⁹ Se	5.23×10^{-07}	4.070×10^{-08}	1.410×10^{-08}	1.02×10^{-07}	3.53×10^{-08}
⁹³ Mo	8.12×10^{-10}	3.170×10^{-10}		1.23×10^{-12}	
⁹⁹ Tc	4.95×10^{-04}	1.480×10^{-07}	8.880×10^{-09}	3.51×10^{-04}	2.11×10^{-05}
¹⁰³ Ru	6.79×10^{-27}	8.880×10^{-08}	7.030×10^{-09}	2.89×10^{-27}	2.29×10^{-28}
¹⁰⁶ Ru	2.32×10^{-02}	1.040×10^{-06}	9.990×10^{-08}	1.16×10^{-01}	1.11×10^{-02}
^{113M} Cd	1.47×10^{-03}	4.970×10^{-08}		3.50×10^{-04}	
^{115M} Cd	1.77×10^{-26}	7.950×10^{-09}		6.72×10^{-28}	
^{125M} Te	3.69×10^{-04}	5.840×10^{-10}	1.310×10^{-09}	1.03×10^{-06}	2.32×10^{-06}
¹²⁷ Te	1.60×10^{-12}	3.870×10^{-13}	1.320×10^{-12}	2.97×10^{-18}	1.01×10^{-17}
^{127M} Te	1.64×10^{-12}	2.740×10^{-07}	3.180×10^{-08}	2.15×10^{-12}	2.49×10^{-13}
¹²⁹ Te	8.21×10^{-31}	1.550×10^{-14}	1.870×10^{-14}	6.10×10^{-38}	7.35×10^{-38}
^{129M} Te	1.26×10^{-34}	2.440×10^{-07}	3.700×10^{-08}	1.47×10^{-34}	2.23×10^{-35}
¹²⁴ Sb	4.22×10^{-20}	2.370×10^{-07}	2.410×10^{-08}	4.78×10^{-20}	4.87×10^{-21}
¹²⁵ Sb	4.50×10^{-02}	1.780×10^{-07}	2.040×10^{-08}	3.83×10^{-02}	4.39×10^{-03}
¹²⁶ Sb	4.21×10^{-06}	1.040×10^{-07}	1.330×10^{-08}	2.10×10^{-06}	2.68×10^{-07}
¹²⁹ I	4.10×10^{-03}	3.550×10^{-06}	7.030×10^{-05}	6.97×10^{-02}	$1.38 \times 10^{+00}$
¹³⁴ Cs	6.36×10^{-03}	2.440×10^{-07}	2.330×10^{-07}	7.43×10^{-03}	7.10×10^{-03}
¹³⁵ Cs	2.80×10^{-07}	5.990×10^{-08}		8.04×10^{-08}	
¹³⁷ Cs	7.46×10^{-02}	1.700×10^{-07}	1.630×10^{-07}	6.07×10^{-02}	5.82×10^{-02}
Total	$5.77 \times 10^{+01}$			4.76×10^{-01}	$1.65 \times 10^{+00}$

는 지점에서의 방사능 농도는 방사능 확산 중심선상의 최대 지표면 농도로 가정한다. 방사능운에 의한 외부피폭 유효선량 환산인자는 Eckerman등이 개발한 값을 사용하였고 최대개인 외부피폭선량을 Table 6에 나타내었다.

V. 평가 결과

위에서 기술한 방사선원과 평가방법을 통하여 ACP 공정의 실증시설 주변 주민의 최대피폭선량을 아래 Table 8과 같이 각 연령별, 피폭장기별로 구하

Table 6. External dose conversion factor and dose rate.

핵종	방출선원 (Ci)	외부피폭 환산인자 (mSv/sec PER pCi/m ³)	유효선량 (mSv)
⁸⁵ Kr	6.21 × 10 ⁺⁰²	4.403 × 10 ⁻¹⁵	3.77 × 10 ⁻⁰²
Total	6.21 × 10 ⁺⁰²		3.77 × 10 ⁻⁰²

였다. 외부피폭으로는 공기중 부유선원에 의한 피폭과 지표면에 침적된 선원에 의한 값을 고려할 수 있으며 Table 7에서 보는 바와 같이 영향이 크지 않은 것으로 나타났다. 내부피폭으로는 호흡기관을 통한 호흡과 채소 및 육류, 우유의 섭취가 주된 영향을 미치는 데 각 연령군의 소계는 내부피폭의 합을 말한다. Table 7의 내용중 최대개인피폭 개념을 위하여 가장 영향을 크게 받는 장기에 대하여 관련 규제기준과의 비교를 Table 8에 나타내었다. Table 8의 공기중 베타흡수선량, 감마 흡수선량, 외부피폭에 의한 유효선량 및 피부 등가선량은 ⁸⁵Kr가 주된 원인으로 공정중 발생량이 전량 환경으로 방출된다는 가정하에서도 안전한 수치를 보이고 있다. 장기 등가선량은 소아 연령군의 소화기에서 최대 수치를 나타냈으며 Antimony와 Ruthenium이 주된 원인으로 분석되었고 이 역시 규제기준에 만족함을 알 수 있다. 그 밖에 장기 중 갑상선에 대한 분석을 한 결과 Cesium, Iodine, Antimony 등이 주된 영향을 주

Table 7. Dose rate of age group and organs for normal operation.

구분	피폭경로	전신	소화기	폐	간장	신장	갑상선	폐	피부
공기중	외부	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	5.353 × 10 ⁻⁰⁴	1.017 × 10 ⁻⁰³	3.485 × 10 ⁻⁰²
지표면	외부	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.217 × 10 ⁻⁰³	4.841 × 10 ⁻⁰³
성인	호흡	3.406 × 10 ⁻⁰⁴	1.985 × 10 ⁻⁰⁴	4.534 × 10 ⁻⁰⁴	1.768 × 10 ⁻⁰⁴	1.432 × 10 ⁻⁰⁴	1.562 × 10 ⁻⁰⁴	2.107 × 10 ⁻⁰³	1.177 × 10 ⁻⁰⁶
	채소류	3.749 × 10 ⁻⁰³	1.142 × 10 ⁻⁰²	9.984 × 10 ⁻⁰³	3.523 × 10 ⁻⁰³	4.693 × 10 ⁻⁰³	4.276 × 10 ⁻⁰³	2.588 × 10 ⁻⁰³	4.583 × 10 ⁻⁰⁵
	육류	3.410 × 10 ⁻⁰⁴	4.274 × 10 ⁻⁰⁴	3.602 × 10 ⁻⁰⁴	3.387 × 10 ⁻⁰⁴	3.185 × 10 ⁻⁰⁴	3.731 × 10 ⁻⁰⁴	3.123 × 10 ⁻⁰⁴	4.083 × 10 ⁻⁰⁶
	우유	5.080 × 10 ⁻⁰⁵	7.446 × 10 ⁻⁰⁵	6.442 × 10 ⁻⁰⁵	4.826 × 10 ⁻⁰⁵	4.632 × 10 ⁻⁰⁵	7.418 × 10 ⁻⁰⁵	4.357 × 10 ⁻⁰⁵	4.729 × 10 ⁻⁰⁶
	소계	9.235 × 10 ⁻⁰³	1.688 × 10 ⁻⁰²	1.562 × 10 ⁻⁰²	8.839 × 10 ⁻⁰³	9.954 × 10 ⁻⁰³	9.632 × 10 ⁻⁰³	1.029 × 10 ⁻⁰²	3.975 × 10 ⁻⁰²
실대	호흡	4.222 × 10 ⁻⁰⁴	2.335 × 10 ⁻⁰⁴	4.628 × 10 ⁻⁰⁴	2.247 × 10 ⁻⁰⁴	1.884 × 10 ⁻⁰⁴	1.974 × 10 ⁻⁰⁴	2.777 × 10 ⁻⁰³	1.257 × 10 ⁻⁰⁶
	채소류	4.220 × 10 ⁻⁰³	1.399 × 10 ⁻⁰²	1.053 × 10 ⁻⁰²	3.450 × 10 ⁻⁰³	3.039 × 10 ⁻⁰³	5.247 × 10 ⁻⁰³	2.846 × 10 ⁻⁰³	5.165 × 10 ⁻⁰⁵
	육류	3.357 × 10 ⁻⁰⁴	4.265 × 10 ⁻⁰⁴	3.526 × 10 ⁻⁰⁴	3.315 × 10 ⁻⁰⁴	3.285 × 10 ⁻⁰⁴	4.109 × 10 ⁻⁰⁴	3.263 × 10 ⁻⁰⁴	4.262 × 10 ⁻⁰⁶
	우유	5.179 × 10 ⁻⁰⁵	7.967 × 10 ⁻⁰⁵	6.465 × 10 ⁻⁰⁵	4.789 × 10 ⁻⁰⁵	4.740 × 10 ⁻⁰⁵	8.910 × 10 ⁻⁰⁵	4.575 × 10 ⁻⁰⁵	4.954 × 10 ⁻⁰⁶
	소계	9.782 × 10 ⁻⁰³	1.949 × 10 ⁻⁰²	1.616 × 10 ⁻⁰²	8.807 × 10 ⁻⁰³	8.356 × 10 ⁻⁰³	1.070 × 10 ⁻⁰²	1.123 × 10 ⁻⁰²	3.975 × 10 ⁻⁰²
소아	호흡	6.084 × 10 ⁻⁰⁴	5.276 × 10 ⁻⁰⁴	8.878 × 10 ⁻⁰⁴	3.552 × 10 ⁻⁰⁴	2.945 × 10 ⁻⁰⁴	2.296 × 10 ⁻⁰⁴	3.932 × 10 ⁻⁰³	1.840 × 10 ⁻⁰⁶
	채소	3.910 × 10 ⁻⁰³	2.149 × 10 ⁻⁰²	1.396 × 10 ⁻⁰²	2.425 × 10 ⁻⁰³	1.877 × 10 ⁻⁰³	3.547 × 10 ⁻⁰³	1.567 × 10 ⁻⁰³	5.665 × 10 ⁻⁰⁵
	고기	1.644 × 10 ⁻⁰⁴	3.428 × 10 ⁻⁰⁴	1.821 × 10 ⁻⁰⁴	1.462 × 10 ⁻⁰⁴	1.434 × 10 ⁻⁰⁴	2.091 × 10 ⁻⁰⁴	1.349 × 10 ⁻⁰⁴	4.679 × 10 ⁻⁰⁶
	우유	3.361 × 10 ⁻⁰⁵	8.880 × 10 ⁻⁰⁵	5.381 × 10 ⁻⁰⁵	2.643 × 10 ⁻⁰⁵	2.578 × 10 ⁻⁰⁵	6.192 × 10 ⁻⁰⁵	2.283 × 10 ⁻⁰⁵	5.417 × 10 ⁻⁰⁶
	소계	9.469 × 10 ⁻⁰³	2.720 × 10 ⁻⁰²	1.983 × 10 ⁻⁰²	7.705 × 10 ⁻⁰³	7.093 × 10 ⁻⁰³	8.800 × 10 ⁻⁰³	1.089 × 10 ⁻⁰²	3.976 × 10 ⁻⁰²
유아	호흡	2.596 × 10 ⁻⁰⁴	3.454 × 10 ⁻⁰⁴	2.967 × 10 ⁻⁰⁴	1.240 × 10 ⁻⁰⁴	9.166 × 10 ⁻⁰⁵	7.399 × 10 ⁻⁰⁵	1.576 × 10 ⁻⁰³	7.924 × 10 ⁻⁰⁷
	우유	6.727 × 10 ⁻⁰⁴	1.867 × 10 ⁻⁰³	1.246 × 10 ⁻⁰³	4.979 × 10 ⁻⁰⁴	4.719 × 10 ⁻⁰⁴	9.662 × 10 ⁻⁰⁴	4.088 × 10 ⁻⁰⁴	6.784 × 10 ⁻⁰⁵
	소계	5.685 × 10 ⁻⁰³	6.965 × 10 ⁻⁰³	6.296 × 10 ⁻⁰³	5.375 × 10 ⁻⁰³	5.316 × 10 ⁻⁰³	5.793 × 10 ⁻⁰³	7.219 × 10 ⁻⁰³	3.976 × 10 ⁻⁰²

Table 8. Comparison of regulations and evaluation results for normal operation.

평가 항목	기준 (mSv/yr)	평가 (mSv/yr)	분율 (%)
공기중 베타 흡수선량	0.20	5.05×10^{-02}	25.11
공기중 감마 흡수선량	0.10	4.43×10^{-04}	0.44
유효선량	0.05	5.35×10^{-04}	1.07
피부 등가선량	0.15	3.49×10^{-02}	23.23
장기 등가선량	0.15	2.67×10^{-02}	17.78

는 것으로 나타났다. 방사선 피폭 영향 분석에 있어서 일반적으로 Cesium과 Iodine에 대한 평가가 매우 중요한데 본 연구의 결과에서 큰 영향을 미치지 않은 것은 각 공정별 방출량에 대한 설정과 효과적인 배기효율 계산에 원인이 있는 것으로 판단된다. 좀 더 자세히 살펴보면 Cesium은 여러단계의 공정을 통해 전체 양의 대부분이 폐용융염 속에 잔류하고 단지 2.3 % 정도만 금속우라늄과 같이 남아 다음 공정으로 이어지고 Cesium trap과 HEPA 필터를 통과하면서 영향력이 감소하였기 때문이고 갑상선에 가장 큰 영향을 주는 핵종으로 알려진 ^{129}I 의 경우는 Iodine을 제거하기 위한 Iodine trap의 설치로 인해 그 영향을 대폭 줄일 수 있었다. 본 실증시설이 위치하게 될 IMEF 건물에서 방사성물질로 인해 주변거주 개인이 받게되는 방사능피폭량의 법규상 제한치는 유효선량 5.0 mSv/yr 및 갑상선 30 mSv/yr이며 시설의 설계기준치는 법규상 제한치의 1/100로서 전신피폭의 경우 0.05 mSv/yr와 갑상선의 경우 0.3 mSv/yr이므로 본 연구의 계산결과는 이 기준에도 훨씬 못 미치는 것으로 나타났다.

사고시의 피폭선량 기준 및 피폭선량 계산결과를 비교하여 Table 9에 나타내었다. 외부피폭의 경우 ^{85}Kr 가 전량을 차지하는데 핫셀내 화재발생시 불활성기체는 핵연료봉내에 있는 양까지 모두 방출됨을 가정했음에도 불구하고 규제치에 못미치는 값을 나타낸다. 내부피폭의 경우 유효선량은 ^3H 과 입자상 방사성물질인 ^{106}Ru 의 영향이 가장 큰 것으로 나타났고 갑상선 등가선량은 반감기가 긴 ^{129}I 이 주된 원인으로 나타났다. 그러나 Table 9에서 보는 바와 같

Table 9. Comparison of regulations and maximum individual dose rate for fire accident in the hotcell.

구 분		피폭선량 (Sv)		
		유효선량 (외부)	유효선량 (내부)	장기등가선량 (갑상선)
피폭선량 기준	원자력법 [9]	0.25	0.25	3.0
	IMEF 설계기준	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	3.0×10^{-2}
핫셀내 화재시 평가결과		3.77×10^{-5}	4.76×10^{-4}	1.65×10^{-3}

이 핫셀내의 화재시 발생하는 방사선누출에 따른 본 연구의 결과값은 원자력법령에서 제시한 제한치와 핫셀이 건설될 조사재건물의 설계기준에 훨씬 못 미치는 안전성을 보여준다.

결론적으로 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설의 방사성 물질에 대한 환경영향평가를 통해 시설의 운영중 일반주민에 대한 피폭선량은 법규상의 기준치를 만족한다는 것을 알 수 있다.

참고문헌

1. 유길성, 정원명, 구정희, 조일제, 박성원, 안상복, 백상열, 이은표, 이기순. “차세대관리 종합공정 실증시설 개념설계보고서”, 한국원자력연구소 보고서, KAERI/TR-2092/2002 (2002)
2. 유길성, 정원명, 구정희, 조일제, 박성원, 이은표, 안상복, 백상열, 이기순. “차세대관리 종합공정 실증시설 설계요건서”, 한국원자력연구소 보고서, KAERI/TR-2004/2002 (2002)
3. 황원태, 한문희, 김은한, 서경석, 최영길. “대덕 원자력관련시설의 운영중 방사선 환경영향평가”, 한국원자력연구소 보고서, KAERI/CR-126/2002 (2002)
4. 한국에너지연구소, 고리 주변 환경종합평가 및 관련모델 개발, KAERI/NSC-397/89 (1989)
5. 장시영, 김창규. “주민피폭선량 평가지침”, 한국원자력안전기술원 (1999)
6. 과학기술부. “방사선방호 등에 관한 기준”, 과학기술부 고시 제2002-23호 (2002)

7. 한국원자력연구소, "하나로 안전성 분석 보고서", KAERI/TR-710/96 (1996)
8. US NRC, Regulatory Guide 1.145 "Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plant" Rev.1 (1982)
9. US NRC, 10CFR100.11, "Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance"