

CFD 를 이용한 OPR1000 원자력발전소 파단방출이동에 대한 수치해석적 평가[§]

최경식* · 박종필* · 정지환*† · 김원태**

* 부산대학교 기계공학부, ** 부산대학교 기계기술연구원

Numerical Evaluation of Debris Transport During LOCA Blow-Down Phase of OPR1000 Nuclear Power Plant

Kyung Sik Choi*, Jong Pil Park*, Ji Hwan Jeong*† and Won Tae Kim**

* School of Mechanical Engineering, Pusan Nat'l Univ.,

** Research Institute of Mechanical Engineering, Pusan Nat'l Univ.

(Received July 5, 2010 ; Revised December 17, 2010 ; Accepted December 18, 2010)

Key Words : Nuclear Power Plant(원자력발전소), Loss of Coolant Accident(냉각재상실사고), Blow-down Transport(파단방출이동), Recirculation Sump(재순환 집수조), Transport Fraction of Debris(이물질이동분율), Computational Fluid Dynamics(전산유체역학)

초록: 원자력발전소에 냉각재상실사고 발생 시 보온재 파편 등 이물질이 발생하여 방출된 냉각재를 따라 재순환 집수조에 흘러갈 수 있다. 이물질들이 펌프 흡입구에 축적되면 냉각수 흡입을 방해함으로써 원자력발전소 안전에 위협이 될 수 있다. NEI 04-07 및 USNRC 의 평가보고서가 이물질이동분율 평가에 대한 방법론을 제공하였지만 각 원자력발전소 고유특성을 반영한 추가적인 연구가 필요하다. 본 연구에서는 전산유체역학 코드를 사용한 원자력발전소 파단방출이동 해석 방법론을 수립하고 해석을 수행하였다. 해석 결과, 소형 이물질의 32%가 원자로건물 상부로 이동하였다. 이는 NEI 04-07 의 기본해석결과보다 7% 많은 양이다. 본 연구결과는 향후 수행될 이물질이동에 대한 해석적 연구에 중요한 참고자료가 될 것으로 판단된다.

Abstract: In a loss-of-coolant accident, considerable debris may be generated and transported to the recirculation sump. The accumulation of debris will reduce the net positive suction head and threaten the safety of the nuclear power plant. Both NEI 04-07 and USNRC SER suggested a CFD methodology. However, additional investigation is needed to consider the unique characteristics of nuclear power plants. The transport of the generated debris is strongly influenced by the break location and the plant characteristics, including the configuration. In this paper, a CFD methodology for blow-down transport evaluation is proposed and applied to an OPR1000 nuclear power plant. The results show that the percentage of small debris transported to the upper containment is 32%, which is 7% larger than the value given in the NEI 04-07 baseline analysis. This result may be used as a point of reference in future analytical studies.

- 기호설명 -

- | | |
|-----------------------------------|---------------------|
| t : 시간 | p : 압력 |
| x_i : 데카르트 좌표 ($i = 1, 2, 3$) | ρ : 밀도 |
| u_i : x_i 방향 유속 | τ_{ij} : 응력 텐서 |
| | S_m : 질량 소스 |
| | S_i : 운동량 소스 |

§ 이 논문은 2010년도 대한기계학회 부산지회 춘계학술대회 (2010. 5.7., 신라대) 발표논문임.

† Corresponding Author, jihwan@pusan.ac.kr

© 2011 The Korean Society of Mechanical Engineers

1. 서론

원자력 발전소는 냉각재상실사고와 같은 설계기

준사고 시 원자로 노심의 잔열 제거가 필요하다. 사고 시 비상노심냉각계통은 재장전수 저장탱크에 축적된 물을 원자로에 공급하여 잔열을 제거한다. 원자로에 공급된 물은 파단부위로 빠져 나와 격납 건물 바닥을 흘러서 재순환집수조에 모이게 된다. 재장전수 탱크에 저장되어 있던 물이 고갈되면 원자로건물 바닥의 재순환집수조에 모인 물을 펌프로 흡입하여 다시 원자로에 공급하게 된다. 그러므로 사고 시 파단부로부터 방출되는 고온, 고압의 냉각수 제트에 의해 생성된 이물질이 방출수를 따라 재순환집수조로 이동하여 집수조 스크린에 축적되는 현상은 원자력발전소의 안전에 위협이 된다. 이는 펌프와 스크린 사이의 수두손실을 증가시켜 노심 잔열 제거에 필요한 물이 충분히 공급되지 않는 현상을 초래할 수 있기 때문이다.

재순환집수조 막힘 현안에 대한 원전설계에는 미국 원자력규제위원회(United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC)의 규제지침⁽¹⁾이 적용되어 왔다. 이 규제지침에는 사고 시 집수조 스크린 면적의 50%가 이물질에 의해 막히는 것을 가정하여 안전해석을 수행할 것을 권고하고 있어 발전소 특성에 따른 고유한 해석은 필요하지 않았다. 이후, 본 현안은 USI(Unresolved Safety Issue) A-43 으로 지정되었고 이를 해결하기 위한 다양한 연구들이 수행되었다. 이러한 연구결과들을 반영하여 미국 원자력규제위원회는 보수적 요건을 추가하여 규제지침⁽²⁾을 개정하였다. 개정된 규제지침⁽²⁾은 기존 50% 막힘 가정을 배제하고 발전소 특성에 따른 고유한 해석을 권고하고 있다. USI 종결 이후, 현안에 대한 추가적인 연구의 필요성 제기되었고 이에 미국 원자력규제위원회는 계속적인 연구를 수행하였다. 그 결과, NUREG/CR-6224⁽³⁾를 포함한 일련의 보고서들이 발표되었다. 1998 년, 미국 원자력규제위원회는 가압경수로(PWR) 원전의 재순환 집수조 막힘 가능성 및 개선책 필요여부에 대하여 이를 GSI-191(Generic Safety Issue-191)로 지정하여 추가적인 연구를 착수하였고 연구결과에 따라 가압경수로 원전에 대한 추가적인 규제지침⁽⁴⁾을 발표하였다. 이에 원자력에너지협회(Nuclear Energy Institute, NEI)는 현안 해결을 위한 연구에 착수하여 산업체가 사용할 수 있는 실제적인 방법론을 발표하였고(NEI 04-07⁽⁵⁾) 미국 원자력규제위원회의 승인을 받았다. 미국 원자력규제위원회는 NEI 04-07⁽⁵⁾ 내용 중 규제임장과 차이가 있는 부분에 대해서는 SER(Safety Evaluation Report)⁽⁶⁾를 통하여 별도의 지침을 제시하였다. 또한 2004 년, GL

04-02⁽⁷⁾를 발행하여 사업자들에게 현안에 대한 해석 방법론, 필요한 발전소 변경 조치 등 상세한 정보 및 현안 해결 조치를 취할 것을 명시하였다.

우리나라의 원자력발전소도 강화된 규제지침⁽⁴⁾ 및 GL 04-02⁽⁷⁾에 따라 재순환집수조 막힘 현안에 대한 안전성 평가 및 그에 따른 대처가 필요하다. 여기에는 발전소 고유특성을 고려한 이물질이동평가가 포함된다. 이에 따라 전산유체역학을 이용한 냉각재상실사고 시 이물질 이동에 대한 연구들이 수행되었다.⁽⁸⁾ 그러나 이들 연구의 대부분은 재순환(recirculation)이동에 대한 연구이며, 파단방출(blow-down)이동에 대한 연구 또한 방출유체가 원자로건물 바닥에 수직으로 낙하하는 것으로 모사하였으므로 파단방출 시 격납건물 상부 및 하부로의 이물질이동분율을 정량화하지 못하였다. 본 연구에서는 재순환 집수조 막힘 현안에 대한 최신 방법론인 NEI 04-07⁽⁵⁾ 및 SER⁽⁶⁾을 바탕으로 원자력발전소 파단방출이동에 대하여 전산유체역학을 이용한 해석 방법론을 제안하고 한국표준원전인 OPR1000 에 적용하여 파단방출 시 이물질이동분율 평가를 수행하였다. 이 결과로부터 파단방출 시 원자로건물 내 방출제트의 거동에 대한 특성 및 원자로건물 상부와 하부로의 이물질 이동분율에 대한 수치해석적 결과를 얻을 수 있었다. 기존의 문헌에서 원자력발전소의 파단방출 유동에 대한 실험적 평가 혹은 수치해석적 평가가 부족하며 본 연구에서 최신의 연구 결과를 제시하고 있으므로 향후 이 분야 연구에 대한 참고자료가 될 것이다.

2. 해석 방법론

재순환집수조 막힘 현안에 대한 최신 방법론인 NEI 04-07⁽⁵⁾은 크게 기본해석과 상세해석으로 구성되어 있다. 기본해석의 이물질이동평가에서는 Fig. 1 과 같이 이동논리수목도를 통하여 사고 시 이물질이동분율을 평가하였다. 이동논리수목도에 따르면 사고 시 생성된 이물질은 파단방출(blow-down), 살수(wash-down), 수조채움(pool fill-up), 재순환(recirculation) 이동을 순차적으로 거쳐 집수조로 이동하게 된다. NEI 40-07 은 파단방출이동 시 방출제트에 의하여 생성된 소형 이물질 중 25 %가 원자로건물 상부로, 75 %가 하부로 이동한다고 제안하고 있다. 이러한 값들은 직접적인 평가결과를 바탕으로 제시된 값이 아니라 공학적인 판단에 의하여 제시된 값이다. 그러므로 상세해석에서는 해

석적인 방법론으로 전산유체역학 코드의 활용을 제안하고 있으며, 재순환이동에 대하여 전산유체역학 해석을 수행하여 이에 대한 가이드라인을 제시하였다. 미국 원자력규제위원회 또한 SER⁽⁶⁾을 통해 참조노형의 수조채움이동 및 재순환이동에 대해 전산유체역학 해석 가이드라인을 제시하였다. 강화된 규제지침⁽⁴⁾이 모든 이물질 이동모드에 대하여 해석적인 연구를 통한 이동분율평가를 수행할 것을 권고하고 있으나 파단방출에 대하여 전산유체역학 코드를 활용한 해석적 연구는 없었다. 이는 방출제트의 특성을 전산유체역학 코드로 모사하기엔 많은 어려움이 있고 중요한 가정을 해야 하기 때문에 적절한 방법론 설정이 필요하기 때문이다.

비록 두 최신 방법론^(5,6)이 이물질 이동에 대한 다양한 정보들을 제공하고 있지만 이를 바탕으로 발전소 고유 특성을 반영한 추가적인 연구가 필요하다. 이는 사고 시 이물질이동은 파단위치, 발전소형상 등 발전소 특성에 지배적인 영향을 받기 때문이다. 본 연구에서는 현안에 대한 최신 방법론인 NEI 04-07⁽⁵⁾ 및 SER⁽⁶⁾을 바탕으로 국내에서 운전중인 OPR1000 발전소 고유특성을 반영한 파단방출이동에 대한 해석적인 연구를 수행하였다. 상용 전산유체역학 코드인 FLOW-3D Version 9.2 을 사용하였으며 VOF(Volume of Fluid) 기법을 이용하여 자유표면 유동을 모사하였다.

2.1 파단위치 및 크기

전산유체역학 해석을 통한 파단방출해석을 위하여 파단위치 및 크기를 선정해야 한다. NEI 04-07⁽⁵⁾에 따르면 사고 시 최대 양의 이물질이 생성되어 최악의 수두손실을 초래할 수 있는 파단크기 및 위치를 선정할 것을 권고하고 있다. 이에 따라 본 연구에서는 냉각재 배관의 양단파단(guillotine break)을 가정하였다. 이러한 파단형태가 이물질 발생량을 극대화 시키는 것으로 볼 수 있으며 미국 원자력규제위원회는 SER⁽⁶⁾을 통해 본 가정의 타당성을 승인하였다. 양단파단이 일어나는 위치의 선정은 파단크기의 선정에 비하여 매우 복잡하다. 이는 파단위치에 따라서 사고 시 방출유량의 이동특성이 다양하게 변하기 때문이다. 그러므로 강화된 규제지침⁽⁴⁾에서는 수력직경이 2 inch 를 초과하는 모든 배관의 파단을 고려해야 한다고 언급하고 있다. 본 논문에서는 두 최신 방법론^(5,6)에 근거하여 증기 발생기 주위의 고온관(hot-leg)을 파단 위치로 선정하였다. 이는 증기발생기 둘레에 보온

재가 최대로 설치되어 있으므로 이물질 최대로 발생할 것으로 예상되기 때문이다. 그러므로 본 연구에 가정된 파단은 고온관 양단파단이며 OPR1000 발전소 두 개의 고온관 중 한 개에서 일어나는 것으로 가정하였다. 또한 선정된 파단 외에 두 개 이상 배관의 복합적인 파단은 고려하지 않았다.

2.2 방출제트 모형

해석을 위하여 방출유체 및 제트모형이 결정되어야 한다. OPR1000 발전소인 울진 3, 4 호기의 최종안전성평가보고서⁽⁹⁾에 나타난 파단방출 11 초간 원자로 내 냉각재 온도, 압력분포에 따르면 물은 과냉상태를 유지한다. 따라서 본 연구에서도 작동유체는 단상의 물로 선정하였으며 파단부위에서 원자로건물 내로 방출 시 냉각재의 flashing 은 고려하지 않았다. 따라서 이에 따른 유량의 오차가 존재한다. 고온관 양단파단 시 방출제트는 파단부위 양쪽에서 방출될 것이다. 이러한 방출모형에 대하여 NEI 04-07⁽⁵⁾ 및 SER⁽⁶⁾은 다양한 방출모형을 검토하였고 그 결과 Fig. 2 와 같이 구형방출모형이 가장 타당하다고 평가하였다. 그러나 현 전산유체역학 코드의 한계로 구형방출은 모사할 수 없다. 또한 보온재 등이 파손되기 위해서는 구형방출보다는 한 방향으로의 방출제트가 효과적이다. 따라서 본 연구에서는 Fig. 2 와 같이 사고 시 방출유량의 100%가 원자로와 연결된 고온관에서 증기발생기를 향하여 방출된다고 가정하였다. 증기발생기가 최대 이물질을 포함한 지역이므로 이러한 가정은 충분히 보수적이라 판단된다. 한편, 최종안전성평가보고서⁽⁹⁾의 방출유량은 파단된 고온

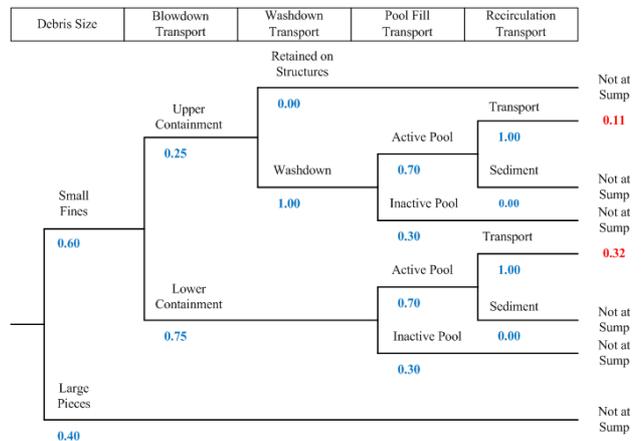


Fig. 1 Nukon transport logic tree on NEI 04-07

관 양 단에서 방출되는 유량의 합을 제시한 값이다. 전산유체역학 해석을 위한 입구조건 모델에서 방출제트의 단면적을 고온관 단면적과 동일하게 만들면 유속이 과대평가되어 방출제트의 힘을 과도하게 가정하게 된다. 본 연구에서는 동적 유사성 유지를 위하여 Fig. 2 에 나타낸 바와 같이 과단부 넓이를 실제 배관 넓이의 두 배로 가정하였다.

2.3 수치해석 모델

위의 가정들은 근거로 전산유체역학 해석을 위한 유동도메인을 생성하여야 한다. OPR1000 발전소 원자로건물은 Fig. 3 과 같이 높이 EL. 26.21 m(86 ft), EL. 30.48 m(100 ft), EL. 37.19 m(122 ft), EL. 43.28 m(142 ft) 에서 구분되는 네 개의 층으로 구성되어 있으며 원자로건물 내부에는 증기발생기, 냉각재 펌프 등의 구성요소들이 배치되어 있다. 이들은 과단방출 시 방출 제트의 유동특성에 중요한 영향을 미치므로 실제와 동일하게 모사하는 것이 매우 중요하다. 설계도면에 근거하여 생성된 유동도메인을 FLOW-3D 의 격자생성기로 불러와 Fig. 4 와 같이 블록 및 격자를 생성하였다. 본 연구에서는 원자로건물 전체에서 집수조를 포함한 원자로건물 바닥부터 원자로건물 꼭대기의 돔 하단까지를 해석대상으로 선정하여 메쉬를 생성하였다. 이는 예비 전산유체역학 해석을 통하여 방출된 제트가 도달하는 영역만을 선정한 것이다. 과단 위치 및 주위의 증기발생기, 냉각재 펌프, 각각의 지지대 및 고온관 주변의 블록에는 방출 냉각재가 빠른 속도로 방출 후 충돌하여 비산되므로 조밀한 격자를 생성하였다. 이 영역의 격자크기는 평균 8 mm 로 이를 기준으로 인접한 블록들의 격자 크기비가 1.5 가 넘지 않도록 하였다. 본 과정을 거쳐 약 800 만개의 정렬격자가 생성되었으며 이러한 격자 생성은 예비 전산유체역학 해석을 통하여 유동특성에 적합하도록 격자크기 및 배치를 결정한 것이다.

2.4 수치해석

NEI 04-07⁽⁵⁾ 에 권고에 따라 Full Navier-Stokes 방정식을 풀었다. 본 연구에 사용된 연속방정식 및 운동량 방정식은 식 (1) 및 (2)와 같다.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\rho u_j) = s_m \tag{1}$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\rho u_j u_i - \tau_{ij}) = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + s_i \tag{2}$$

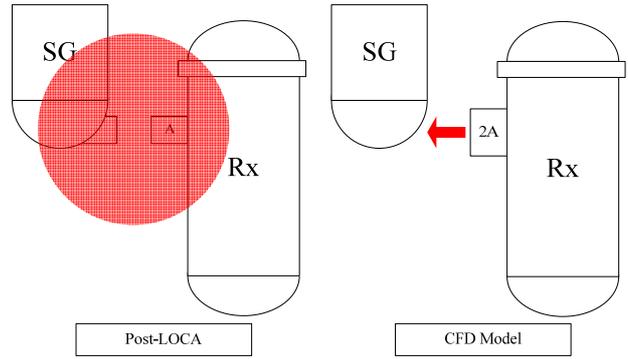


Fig. 2 Jet model for Post-LOCA and CFD method

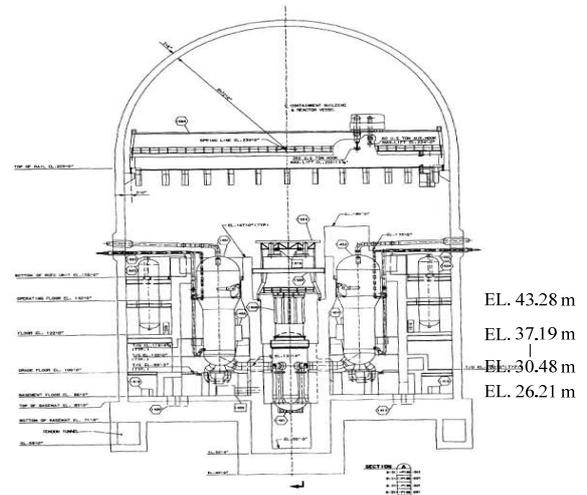


Fig. 3 Configuration of OPR1000 plant containment

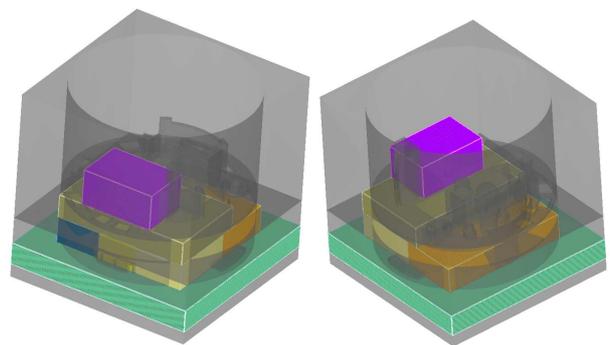


Fig. 4 Numerical domain and generated mesh

연속방정식 및 운동량방정식의 연계계산에 필요한 압력의 계산은 GMRES(Generalized Minimum Residual Method) 기법을 사용하였으며 대류항은 2nd order upwind scheme 을 사용하였다. 난류의 모의는 기존 연구결과들^(5,6,10,11)에 따라 RNG k-ε 모델을 사용하였다. RNG k-ε 모델은 기존의 standard k-

ϵ 모델에 비하여 선회류, 재순환류와 같은 거동을 보이는 유동해석에 향상된 결과를 보이므로 본 해석에 적합하다 판단된다.

수립한 파단방출이동모드 전산유체역학 해석 방법론에 따라 파단방출 11 초간 과도해석을 수행하였다. 파단위치인 고온관에 Dirichlet 경계조건을 설정하였으며 별도의 "outlet" 경계는 선정하지 않았다. 이는 파단방출 11 초간 재순환 집수조 펌프의 작동은 없으므로 방출유량이 원자로 건물에 축적되기 때문이다. 입구경계의 유속은 Fig. 5 와 같이 울진 3, 4 호기 최종안전성평가보고서⁹⁾의 파단방출 11 초간 유량을 설정하였다. 원자로건물 내 초기 압력은 최종안전성평가보고서⁹⁾에 따라 115.83 kPa 로 가정하였다.

3. 해석결과

3.1 유동특성

파단부위에서 방출된 고속의 유체는 증기발생기 하단부에 부딪힌 후 비산한다. 이때 비산 모드는 Fig. 6 과 같이 크게 네 가지로 나뉜다. 증기 발생기를 따라 즉시 원자로건물 상부로 이동(mode 1), 제트가 방출되는 방향의 차폐벽으로 이동(mode 2), 냉각재펌프와 증기발생기를 연결하는 중간 배관에 재차 부딪힌 후 제트가 방출되는 방향의 차폐벽으로 이동(mode 3), 즉시 원자로 건물 하부로 이동(mode 4)한다. 이 중 증기발생기 격실 차폐벽으로 분출된 유체(mode 2, 3)은 다시 세 가지의 이동 모드를 가진다. 이는 차폐벽을 따라 수직으로 이동(mode 5), 차폐벽을 따라 원주방향으로 이동(mode 6), 원자로 건물 하부로 이동(mode 7)한다. 파단방출이동 시 파단부위로부터 방출된 유체는 Fig. 7 과 같이 약 5 초간 위의 이동 모드를 거치며 순간 방출유량이 현저히 작아지는 5 초 이후에는 파단부위로부터 원자로건물 하부로 즉시 이동한다. 원자로건물 상부로 이동한 유체는 파단방출 약 1.5 초 후 mode 1 의 경로를 통하여 최대 약 EL. 50 m 까지 비산된다. 파단방출 5 초간 방출 냉각재의 수평방향 유동특성을 Fig. 8 에 나타내었다. Mode 6 의 경로를 통하여 원통형의 증기발생기 격실 차폐벽을 따라 원주방향으로 이동하는 유체는 Fig. 8 과 같이 약 초 2 초 후 좌측으로 최대 110 도까지 원주방향으로 이동하다 원자로건물 바닥으로 흐르며 우측으로는 공동 건물에 부딪혀 공동 건물을 따라 이동하다가 바닥으로 흐른다.

3.2 이물질 이동분율

OPR1000 발전소 원자로건물은 EL. 30.48 m 를

기준으로 상부와 하부로 구분되며 파단지점인 고온관의 중심은 약 EL. 32.00 m 에 위치하고 있다. 본 연구에서는 파단방출 시 파단부위에서 방출되는 제트에 의하여 생성된 보온재, 코팅재 등의 소형 이물질은 방출유량의 유동에 의하여 이동한다고 가정하였다. 그러므로 이를 particle 등의 별도의 모형으로는 모사하지 않았으며 파단방출 시 이물질 이동분율은 원자로건물 내부로 방출되는 냉각재 총량 중 원자로건물 상부 및 하부로 흐르는 냉각재의 체적 비에 근거하여 계산할 수 있다. 이러한 방법으로 전산유체역학 해석결과로부터 0.5 초 간격으로 원자로건물 상부 및 하부로 이동하는 이물질 이동분율을 평가하였다.

파단방출 11 초 동안, 단위시간당 파단부위로부터 방출된 방출유량의 총 체적 및 원자로건물 상



Fig. 5 Discharging flow rate during LOCA blow-down

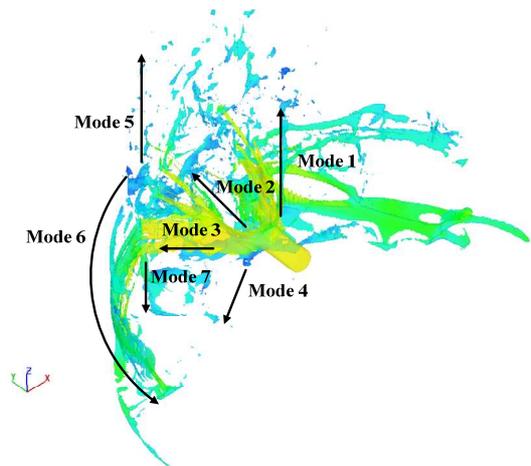


Fig. 6 Impinging jet transport modes

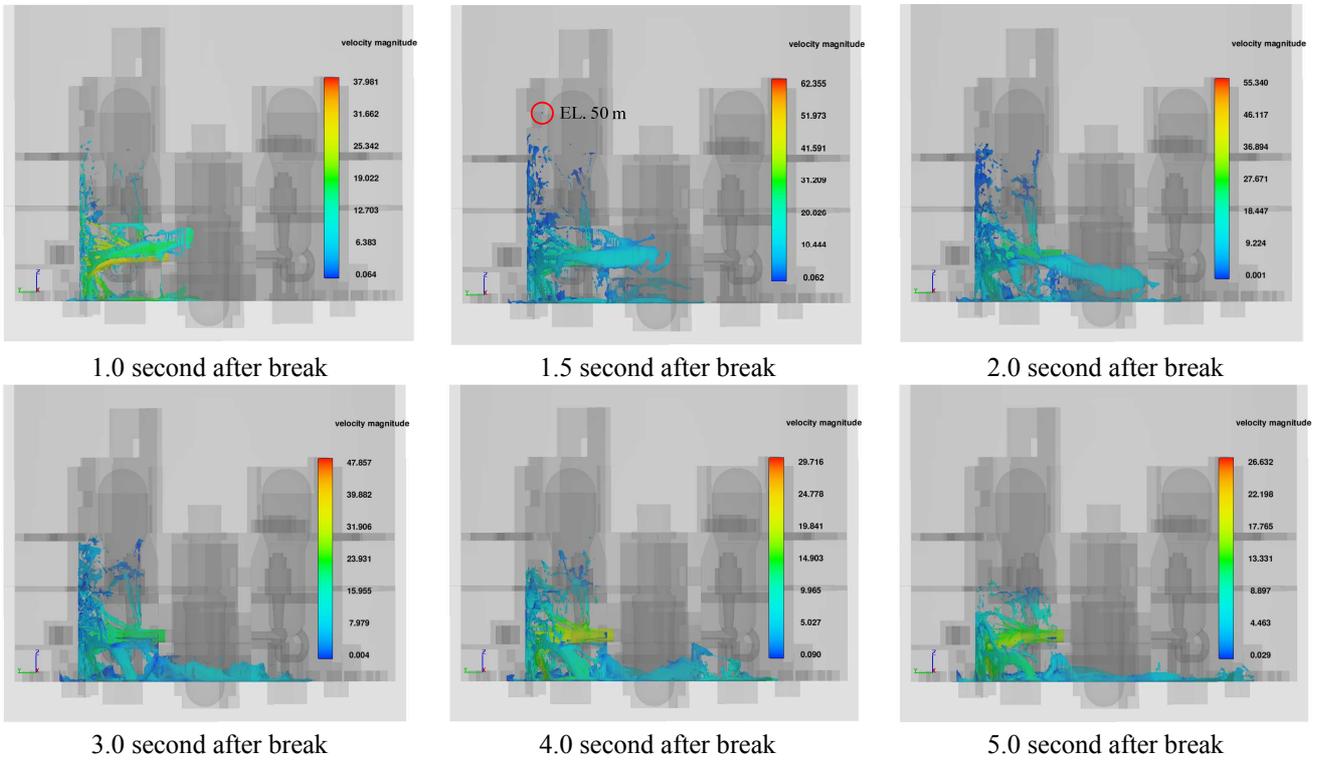


Fig. 7 Impinging jet behavior during LOCA blow-down for OPR1000 Plant (Vertical view)

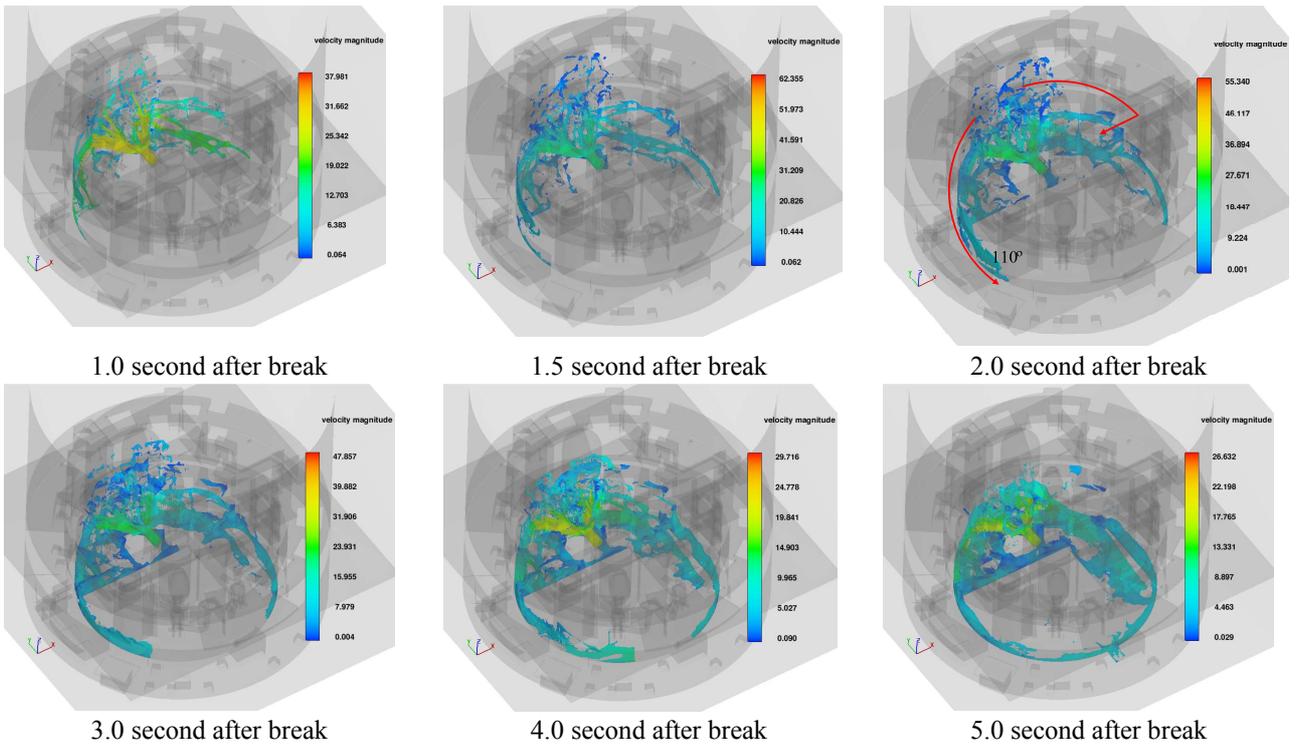


Fig. 8 Impinging jet behavior during LOCA blow-down for OPR1000 Plant (Horizontal view)

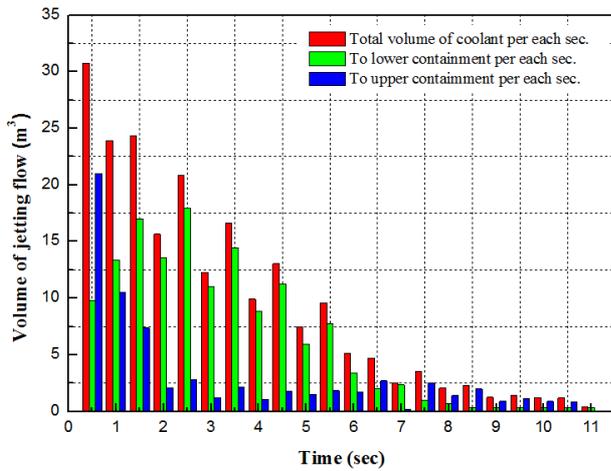


Fig. 9 Transport fraction of debris during LOCA blow-down mode for OPR1000 plant

부 및 하부로 이동한 유량의 체적은 Fig. 9 와 같다. 사고 후 1 초간은 상부로 이동한 유량이 많지만 그 후로는 단위시간당 총 방출유량 중 하부로 이동하는 유량이 많다. 그리고 약 5 초 이후에는 다시 상부로 이동하는 방출유량이 많아진다. 사고 후 5 초 이후에는 방출유량이 비산 없이 즉시 원자로건물 바닥으로 흐르지만 파단위치가 원자로건물 상부에 위치하기 때문에 이러한 결과가 나타나는 것으로 예상된다. 전산유체역학 해석을 통하여 평가한 원자로건물 상부로의 소형 이물질 이동분율은 약 32%로 NEI 04-07 (5)의 논리수목도에서 제시한 25%보다 약 7% 많은 것으로 나타났다. 이러한 차이는 발전소 특성에 의한 것으로 판단된다. 이로 볼 때 원자로발전소 고유 특성을 반영한 이물질 이동분율 평가가 이루어져야 할 것으로 판단된다.

4. 결론 및 고찰

원자로발전소 가상사고 발생시 이물질이 재순환 집수조로 흘러가 냉각수 흡입을 방해할 가능성에 대한 연구가 국제적으로 진행 중이다. NEI 04-07⁽⁵⁾ 및 SER⁽⁶⁾이 재순환집수조 막힘 현안에 대한 최신 방법론을 제시하고 있지만 이를 일반화시키는데 어려움이 있다. 이물질이동과 관련하여 사고 초기 파단방출에 대하여는 실험 및 해석적인 어려움으로 인하여 많은 연구가 수행되지 않았다. 따라서 사고로 인하여 생성된 이물질은 모두 원자로건물 바닥으로 이동한다는 보수적 가정을 사용하여 안전해석을 수행하고 있다.

본 연구에서는 두 최신 방법론^(5,6)을 근거로 하여 파단방출에 대한 전산유체역학 해석 방법론을 수립하고 해석을 수행하였다. 본 연구를 통하여 파단방출 시 방출제트의 거동 특성에 대하여 알 수 있게 되었으며 원자로건물 상부 및 하부로의 이물질이동분율이 해석적으로 구할 수 있었다. 이러한 연구결과는 살수이동 및 수조채움이동에 대한 해석적인 연구를 수행할 때 중요한 참고 자료가 될 것으로 판단된다. 본 연구는 전산유체역학을 파단방출해석에 적용하여 원자로발전소 안전해석에 활용하는 초기 연구로서 재순환집수조 막힘 관련 원자로발전소의 안전성 향상에 기여를 할 것으로 예상된다. 한편, 본 연구를 위하여 사고 시 방출제트 모델을 가정하였다. 향후, 방출제트 현상에 대하여 규명하고 이를 모사하기 위한 적절한 모델개발이 필요한 것으로 판단된다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부 및 한국연구재단의 지원을 받아 2009 년도 원자력연구개발사업을 통해 수행됨(원자력연구기반확충사업, 2009-0078708, 2009-0081824)

참고문헌

- (1) USNRC, 1975, "Containment Emergency Sump Performance," Regulatory Guide 1.82 Revision 0, USNRC, Washington D.C..
- (2) USNRC, 1985, "Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident," Regulatory Guide 1.82 Revision 1, USNRC, Washington D.C..
- (3) USNRC, 2004, "Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology," Safety Evaluation by the Office of Nuclear Regulation Related to NRC Generic Letter 2004-02, Nuclear Energy Institute Guidance Report, USNRC, Washington D.C..
- (4) USNRC, 2003, "Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident," Regulatory Guide 1.82 Revision 3, USNRC, Washington D.C..
- (5) Nuclear Energy Institute, 2004, "Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology," NEI 04-07.
- (6) Zigler, G., Bridaeu, J., Rao, D. V., Shaffer, C., Souto, F. and Thomas, W., 1995, "Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Debris," NUREG/CR-6224, Los Alamos National Laboratory.

- (7) USNRC, 2004, "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Sump Recirculation at Pressurized-Water Reactors," Generic Letter 2004-02, USNRC, Washington D.C..
- (8) Lee, J. I., Hong, S. J., Kim, J., Lee, B. C., Bang, Y. S., Oh, D. Y. and Huh, B. G., 2008, "Debris Transport Analysis Related with GSI-191 in Advanced Pressurized Water Reactor Equipped with Incontainment Refueling Water Storage Tank," Experiments and CFD Code Applications to Nuclear Reactor Safety, OECD/NEA & IAEA Workshop, CEA Grenoble, France.
- (9) KEPCO, 1998, Final Safety Analysis Report for ULCHIN Unit 3 & 4, Korea Electric Power Corporation, Seoul.
- (10) Rao, D. V., Letellier, B. C., Maji, A. K. and Marshall, B., 2002, "GSI-191: Separate-Effects Characterization of Debris Transport in Water," NUREG/CR-6772, Los Alamos National Laboratory.
- (11) USNRC, 2002, "GSI-191: Integrated Debris Transport Tests in Water Using Simulated Containment Floor Geometry," NUREG/CR-6773, USNRC, Washington D.C..