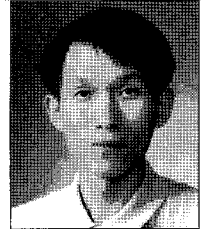


가압열충격에 대한 원자로 용기의 건전성 평가

Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel for Pressurized Thermal Shock



정 명 조*

*한국원자력안전기술원 공학기준개발실 책임연구원

1. 머리말

원자로 용기(Reactor Pressure Vessel : RPV)는 원자력발전소의 여러 가지 계통, 구조물 및 기기 가운데 안전성 측면에서 가장 중요한 부품으로 분류되고 있다. 원자력발전소의 가동년수 증가에 따라 원자로 용기에서는 중성자의 조사를 받아 강도 및 경도는 증가하고 연성 및 인성 등 파괴저항성은 감소하는 중성자 조사취화 현상이 발생한다. 이러한 중성자 조사취화는 원자로 용기의 파괴인성을 떨어뜨려 과냉각 사고 발생 시 용기내 균열이 존재할 경우 균열 진전에 의한 파괴가능성을 증가시키고 원자로 용기를 안전하게 운전할 수 있는 영역을 감소시킴으로서 전체 원자력발전소의 안전성에 치명적인 영향을 미칠 수 있다. 따라서 가동중인 원자력발전소에 대해서는 주기적인 감시시험을 수행하여 조사취화에 의한 파괴저항성 등 기계적 성질의 저하를 정량적으로 측정하도록 규정하고 있다.

특히, 원자로의 운전조건 중 비상상태에 해당하는 가압열충격(Pressurized Thermal Shock : PTS)은 대부분의 원자로에서 설계 시 고려하지 않았으나, 실제로 가동중인 원전에서 발생한 사례가 있기 때문에 매우 중요한 안전문제로 간주되고 있다. PTS는 내압이 유지 또는 재상승하는 상태에서 심한 냉각이 발생하는 사고를 의미하며(그림 1), 이때 심한 냉각으로 인해 발생한 열응력은 내압으로 인한

응력과 합해져서 용기 벽 내부에 큰 인장응력을 발생시킨다. 한편 냉각에 의해 용기 벽의 온도가 기준무연성전이온도(Reference Temperature for Nil-ductility Transition : RT_{NDT})보다 낮아지게 되면 재료의 파괴인성치가 현저히 감소한다. 이러한 경우, 인장응력의 증가와 파괴인성치의 감소는 원자로 내벽에 존재하는 균열의 성장 가능성을 증가시키므로 대형사고의 위험성이 있다.

본 기사에서는 가압열충격 사고가 원자로의 건전성에 미치는 영향과 그를 평가하는 방법에 대하여 살펴보고 이

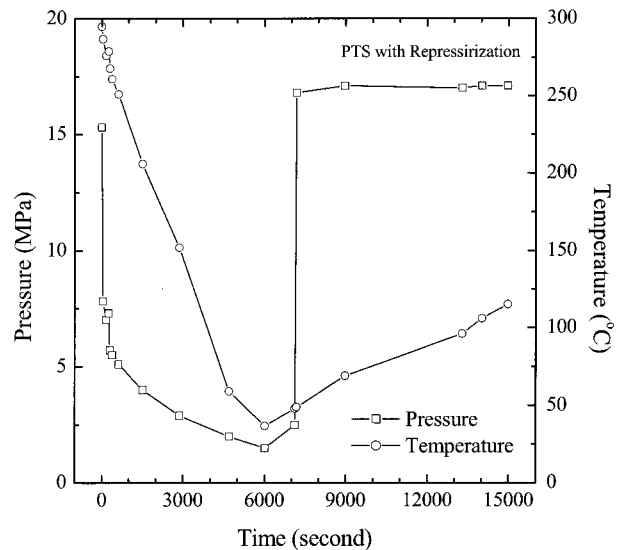


그림 1 전형적인 가압열충격 온도 및 압력 이력

를 위하여 국제적으로 수행되고 있는 공동연구에 대하여 소개하고자 한다.

2. 가압열충격 사고

일반적으로 가압열충격을 가장 심하게 받은 사고는 1978년 3월 20일 발생한 미국의 Rancho Seco 발전소의 사고와 1980년 2월 26일 발생한 Crystal River 3 발전소의 사고로 알려져 있으며, 이들 사고 원인은 각각 excessive feedwater transient 및 inadvertent opening of a power operated relief valve로 밝혀졌다. 이외에도 많은 사고가 보고되고 있으나 실제로 심한 열충격을 받은 사고 가운데 위에 언급된 것 이외에 몇 개의 사고만이 원자로 용기의 건전성에 우려를 끼칠 수 있는 정도로 보고되고 있다. 그 이유는 가압열충격 사고 시 아래의 여러 조건이 동시에 수반되어야 원자로 용기의 건전성에 피해를 줄 수 있기 때문이다.

- 1) 압력의 재상승을 수반하는 심한 열충격
- 2) 성장될 수 있는 충분한 크기의 균열 존재
- 3) 중성자 조사에 의한 원자로 용기의 파괴인성치 저하

Rancho Seco와 Crystal River 3 사고에서는 사고 당시 두 발전소의 가동년수가 작아서 중성자 조사의 양이 적었기 때문에 균열이 존재하였더라도 용기 벽 관통은 일어나

지 않았을 것으로 판명된 바 있다. 이와 같이 가압열충격에 있어 가장 큰 영향을 미치는 요소는 중성자 조사에 의한 용기의 취화현상이며 그 정도는 구리 및 니켈 함유량에 따라 크게 영향을 받는다. 따라서 현재의 설계에서는 원자로 용기의 구리 및 니켈의 성분비를 제한하고 있기 때문에 근래 설계된 원자로 용기의 경우 가압열충격으로 인한 피해는 크지 않을 것으로 예상된다. 그러나 가동된 지 오래된 원자로 용기의 경우에는 반드시 가압열충격으로 인한 건전성 여부를 확인해야 하며 우리나라의 경우 고리 1호기가 이에 해당된다.

3. 평가방법

3.1 임계균열 길이선도

가압열충격 해석에서 K_{IC} 는 정지하고 있는 균열의 전파 여부를 판단하는 파괴인성치(crack initiation fracture toughness)로 주어진 조건하에서 응력확대계수(stress intensity factor : K_I)가 K_{IC} 보다 클 때 균열이 전파하기 시작한다. 또 K_{IA} 는 전파중인 동적상태 균열의 정지여부를 판단하는 파괴인성치(crack arrest fracture toughness)로서 K_I 가 K_{IA} 보다 작으면 균열이 정지하게 된다. 즉 균열이 용기 벽 내부로 진전함에 따라 또 시간이 흐름에 따라 균열 선단에서의 K_I 과 K_{IC} 및 K_{IA} 값이 변화하여 이들의 상대적인 크기가 달라짐으로 해서 성장(initiation)과 정지(arrest)

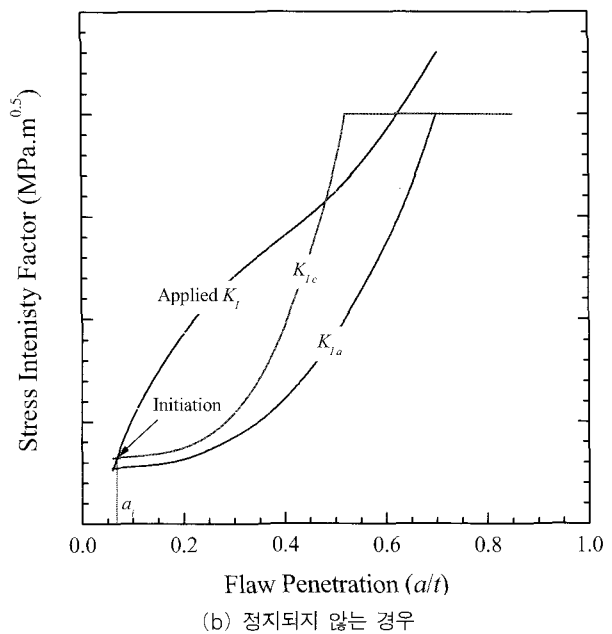
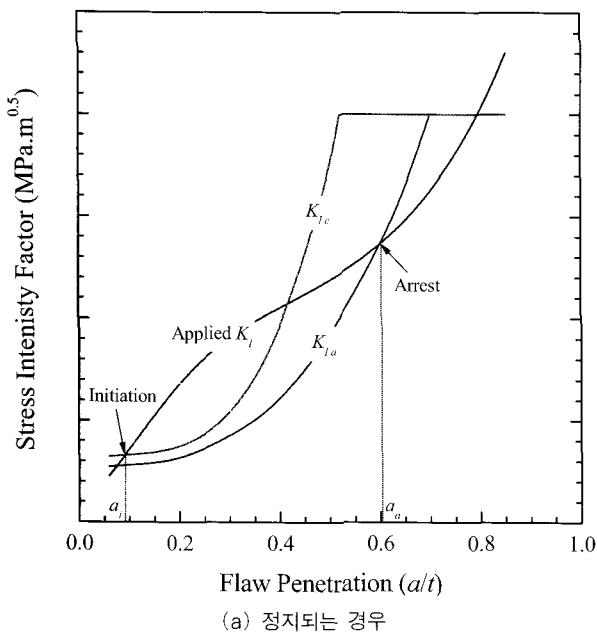


그림 2 임계균열크기의 결정

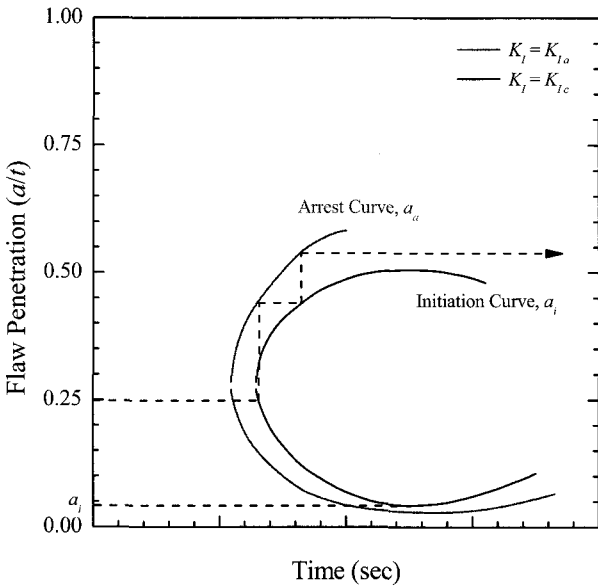


그림 3 임계균열 깊이선도

가 교대로 일어나며 균열이 진전한다.

따라서 사고 발생 시 각 순간 용기 벽 내부의 K_I 곡선과 K_{IC} 및 K_{IA} 곡선의 교차점이 각각 특정 시각에서의 성장과 정지가 일어나는 임계균열 깊이가 되며(그림 2), 여러 시점에서 마찬가지로 방법으로 임계균열 깊이를 구하면 시간에 대한 성장 곡선과 정지 곡선이 얻어진다. 이와 같이 얻어진 곡선을 임계균열 깊이선도(critical crack depth diagram) 이라고 하며, 특정 transient에 대한 임계균열 깊이선도가 구해지면 임의의 크기를 갖는 균열의 거동을 예측할 수 있다(그림 3). 예를 들어, 그림 3에서 a/t 가 0.25인 균열이 존재할 경우 이는 점선을 따라 두 번 성장하지만 $a/t = 0.55$ 에서 정지하여 균열의 관통은 발생하지 않는다.¹⁾

3.2 최대 허용 RT_{NDT}

특정 크기와 형상의 균열을 가지고 있는 원자로 용기에 가압열충격이 가해질 경우 이 균열의 성장여부는 최대 허용 RT_{NDT} 를 구하여 판단할 수 있다. 우선 균열 선단에서의 온도와 응력확대계수를 구하고 RT_{NDT} 를 변화시키면서 다음 식에 의하여 정지하고 있는 균열의 전파여부를 판단하는 파괴인성치를 구할 수 있다.

$$K_{IC} = 36.5 + 22.783 \exp[0.036 (T - RT_{NDT})]$$

균열선단에서의 응력확대계수와 파괴인성치의 변화를 시간에 따라서 비교하여 K_I 이 K_{IC} 보다 클 때 균열이 전파하기 시작하므로, RT_{NDT} 를 변화시키면서 K_I 이 K_{IC} 보다

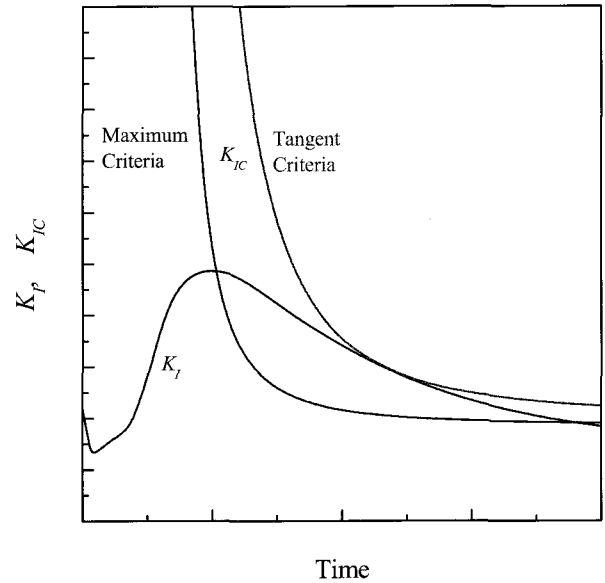


그림 4 최대허용 RT_{NDT} 의 결정

최초로 커지는 K_{IC} 곡선을 구할 수 있고, 이때의 RT_{NDT} 가 최대 허용값이 된다(그림 4). 즉 K_I 곡선과 K_{IC} 곡선이 접할 때의 RT_{NDT} 가 최대 허용치이고, 이를 tangent criteria에 의한 값이라고 한다. 한편 응력확대계수가 일정하게 유지되거나 감소하는 동안에는 비록 이것이 파괴인성치보다 크더라도 균열은 진전되지 않는다는 warm prestressing 효과를 고려하면 K_I 이 감소하고 있는 동안에는 균열의 진전이 발생하지 않으므로, 이를 제외하면 K_{IC} 곡선이 K_I 곡선의 최대점과 만날 때의 RT_{NDT} 가 최대 허용치가 되며 이를 maximum criteria에 의한 값이라고 한다. 이와 같이 구해진 허용 RT_{NDT} 로부터 허용 중성자 조사량을 구하고, 감시시험 결과 계산된 중성자 조사량이 이 값을 초과할 경우 가압열충격에 의한 사고의 가능성이 있으므로 이를 방지하기 위하여 중성자 조사 감축계획 수립과 운전원의 적절한 사고 대처 훈련 등의 특별한 조치가 취해져야 한다.²⁾

4. 국제공동연구

미국 원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Commission : NRC)에서는 10CFR 50.61로 가압열충격으로 부터 원자로가 안전하다는 것을 입증할 것을 요구하고 있다. 그러나 10CFR 50.61의 요건이 과도하게 보수적인 것으로 평가되고 있으며, 이에 따라 미국 NRC에서는 이에 대한 개정 작업을 진행 중에 있다. 10CFR 50.61 개정의 초점은 확률론적 원자로 건전성 평가방법을 사용하여 PTS로 인한 원자로 용기 관통균열발생빈도를 결정하고 이것을 근거로 새로

운 PTS 기준온도를 결정하는 것이다. 그러나 많은 연구에도 불구하고 아직도 PTS 해석시 파괴역학적인 여러 가지 문제들이 남아있기 때문에 이 문제의 해결을 위해 OECD/NEA와 IAEA가 주관하여 국제공동연구를 수행하고 있다.

OECD/NEA 산하 Committee on the Safety of Nuclear Installations(CSNI)에서는 1996년부터 1999년까지 PTS에 대한 전반적인 연구를 위하여 RPV PTS ICAS (International Comparative Assessment Study)를 회원국을 중심으로 수행하였고 여기에서는 열수력 해석, 결정론적 파괴역학 해석, 확률론적 파괴역학 해석 등 세 분야로 나누어서 30여개 팀이 참여하였다. 그 결과 결정론적 해석 분야에서는 어느 정도 해석 방법 등에 컨센서스가 모아졌지만, 열수력 해석 분야는 참여자 수가 적었다는 이유로, 그리고 확률론적 평가 분야는 해석 결과의 차이가 너무 크다는 이유로 결론을 도출하지 못한 채 종료되었다.³⁾

이를 보완하기 위하여 OECD/NEA에서는 2002년부터 확률론적 평가에 대한 국제공동연구 PROSIR (PRObabilistic Structural Integrity of PWR Reactor pressure vessel)를 수행하였고 2008년도에 최종보고서가 나올 예정이다. 여기에서는 PTS ICAS에서 보였던 결과의 차이를 미리 방지하기 위하여 예비평가로서 각 참여자의 결정론적 해석 결과를 검토한 후 확률론적 평가를 수행하는 절차를 수립함으로써 순수하게 확률론적 평가 방법 등의 비교를 목적으로 삼고 있다.⁴⁾

한편 IAEA에서는 이들 OECD/NEA에서 수행된 연구의 결과를 종합하고 필요한 경우 추가 해석을 수행하는 등 PTS에 대한 종합적인 평가기법 및 규제요건을 정리하기 위하여 원자로 용기에 대한 CRP(Coordinated Research Project)의 일환으로 CRP-9을 2005년에 시작하였다. 여기에는 9개국 12명의 전문가가 참여하고 있으며 연구 결과는 IAEA-TECDOC Good practice handbook과 PTS guideline이 추후 발간될 예정이다.⁵⁾

국내에서는 가압열충격에 대한 우리의 독자적인 평가기술을 국제적으로 검증받고 추후 발생 가능한 안전현안에 적절히 대처하기 위하여 KINS를 중심으로 KAREL, KOPEC, 성균관대학교, 과학기술원 등이 국제공동연구에 참여하고 있다.

5. 맺음말

지금까지 가압열충격 사고가 원자로 용기의 건전성에 미치는 영향과 그를 평가하는 방법 등에 대하여 살펴보았다. 특히 이를 위하여 국제적으로 수행되고 있는 공동연구에 대하여도 소개하였다. 최근에 설계 및 제작되고 있는 원자로 용기는 재질의 향상 등으로 가압열충격에 의한 건전성 상실 가능성이 줄어들었지만 가동년수가 오래된 원자로는 반드시 가압열충격에 의한 건전성 여유를 확인할 필요가 있다. 이를 위하여 관련된 연구결과 및 규제방향 등을 주시하고 살펴보아야 할 것이다.

참 고 문 헌

1. Jhung, M.J., Park, Y.W., Jang, C., 1999, "Pressurized Thermal Shock Analyses of a Reactor Pressure Vessel Using Critical Crack Depth Diagrams," The International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol.76, No.12, pp.813-823.
2. Jhung, M.J., Kim, S.H., Lee, J.H., Park, Y.W., 2003, "Round robin analysis of pressurized thermal shock for reactor pressure vessel," Nuclear Engineering and Design, Vol.226, pp.141-154.
3. OECD/NEA/CSNI, 1999, Comparison report of RPV pressurized thermal shock international comparative assessment study (PTS ICAS), NEA/CSNI/R(99)3.
4. Jhung, M.J., Jang, C., Kim, S.H., Choi, Y.H., Kim, H.J., Jung, S.G., Kim, J.M., Sohn, G.H., Jin, T.E., Choi, T.S., Kim, J.H., Kim, J.W., Park, K.B., 2005, "Round robin analysis for probabilistic structural integrity of reactor pressure vessel under pressurized thermal shock," Journal of Mechanical Science and Technology, Vol.19, No.2, pp.642-656.
5. Jhung, M.J., Kim, S.H., Choi, Y.H., Jung, S., Kim, J.M., Kim, J.H., Kim, J.W., Jang, C., Chang, Y.S., 2007, "Sensitivity Study for Structural Integrity Assessment of RPVs during PTS," Korean Society of Pressure Vessels and Piping Annual Meeting, Muju, July. 