

流動臨界熱流束

— 研 究 現 況 —

車宗熙·南浩允

〈韓國原子力研究所〉

1. 序 論

臨界熱流束(critical heat flux; 略해서 CHF)이란 한 熱傳達系에서 傳熱面の 溫度暴走와 같은 熱傳達機構의 급격한 變化로 인하여 沸騰熱傳達係數가 현저히 減少하기 직전의 熱流束을 말한다. 流體流動에서 이런 現象을 沸騰危機(boiling crisis)라고도 하며 傳熱面の 溫度暴走 또는 振動과 같은 現象이 同伴한다. 이런 現象은 傳熱面이 그 근처에 생긴 熱傳達係數가 낮은 氣泡로 덮려 液體가 傳熱面に 직접 接觸하지 못하는데 起因한다고 보는데 때로는 이 現象을 核沸騰離脫(departure from nucleate boiling; 略해서 DNB)라고도 부르고 있다. 또 環狀流動에서 臨界熱流束으로 인해 溫度暴走가 일어나는 現象을 드라이 아웃(dryout)이라고도 한다. 臨界熱流束으로 인한 溫度暴走는 傳熱面の 燒損을 초래할 수 있어 이를 번아웃(burnout)이라고 부른다.

臨界熱流束에 대한 研究는 특히 原子爐 開發過程에서 發展되어 왔다. 原子爐心の 熱設計에서 臨界熱流束은 安全上の 限界點이 되고 있으며 原子爐心の 熱流束에 대한 臨界熱流束의 比는 原子爐出力의 指標가 되고 있다. 原子爐出力의 증가는 직접 臨界熱流束의 크기에 달려 있으므로 이 크기의 決定과 이를 높이기 위한 研究가 계속되어 왔다.

지난 20여년에 걸친 沸騰熱傳達과 二相流動研

究는 窮極에 가서는 臨界熱流束을 갖는 熱傳達機構의 究明에 歸着되어 왔다. 臨界熱流束을 갖는 熱傳達機構의 研究는 理論과 實驗으로 並行되어 왔다. 理論的 研究에서는 臨界熱流束을 갖는 熱傳達機構에 대한 知識의 不足과 熱傳達現象의 복잡성 때문에 臨界熱流束을 豫測할 수 있는 결정적 關係式은 아직 얻지 못하고 있는 實情이다. 原子爐心の 熱設計등 實際問題는 그간 끊임없이 계속된 많은 實驗的 研究結果에 依存되어 왔다.

최근 實驗的 研究에서 광목할 만한 것은 實驗施設이 大型化되고 實驗條件인 壓力, 溫度, 熱流束, 幾何學的 配列등의 範圍도 거의 實際規模로 확대되어 가고 있는 것이다. 實驗的으로는 原子力分野뿐만 아니라 非原子力分野, 예컨대 蒸氣發生器用 管群에 대한 여러가지 견지에서 結果가 나오고 있다.

原子爐의 安全性이 중요시됨에 따라 지난 수년간 原子爐心系統에서의 冷却材喪失事故와 非常爐心冷却時의 블로우다운(blowdown) 現象의 理論的, 實驗的 研究와 非常爐心冷却時의 再冠水(reflooding) 現象에 대한 臨界熱流束 研究가 상당히 蓄積되고 있다.

臨界熱流束에 대한 研究現況調査는 과거 Tong¹⁾, Hewitt²⁾, Marinelli³⁾에 의하여 報告된 바 있다. 여기에서는 이들 調査를 바탕으로 하여 最近의 研究, 특히 블로우다운 및 再冠水 現象에 따른 臨界熱流束에 대한 研究등을 追加하여 記述하고자 한다.

2. 臨界熱流束機構

臨界熱流束機構는 크게 나누어 Fig.1과 같이 乾度가 작고 서브쿨링이 큰 境遇와 乾度가 높은 境遇의 두가지로 分類되며 이를 解析하는 方法에는 여러가지가 있으나 크게 나누어 ① 膜의 두께와 膜의 不安定性에 의한 模型과 ② 膜과 中心部 사이의 液體-質量移動模型으로 分類할 수 있다.

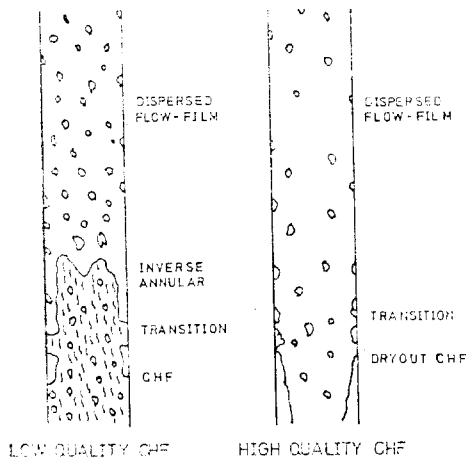


Fig. 1. Critical heat flux flow pattern.

서브쿨링이 큰 경우의 臨界熱流束을 解析하기 위해 Chang⁴⁾은 氣泡가 傳熱面에 垂直인 어떤 臨界速度를 가질 때 臨界熱流束이 일어난다는 水力學的安定性 模型을 세워 엔탈피平衡式으로 臨界熱流束을 解析했다. Kutateladze⁵⁾ 등은 傳熱面에 垂直하게 흐르는 氣泡로 인해 蒸氣와 液體의 境界層이 分離될 때 臨界熱流束이 일어난다고 보아 流動臨界熱流束을 停滯沸騰臨界熱流束에 境界層分離에 의한 熱流束을 더한 것으로 보았고, Levy⁶⁾도 流動臨界熱流束을 停滯沸騰臨界熱流束에 強制循環에 의한 熱流束을 더한 것으로 보았다. Tong⁷⁾은 傳熱面에서 主流에 垂直으로 들어가는 氣泡의 運動量移動으로 氣泡의 速度勾配가 減少하여 停滯하므로 液體가 蒸發하고 氣孔이 形成되어 傳熱面을 過熱시키므로 드라이아웃이 일어난다고 假定해서 氣體境界層에

서 $\rho_v U_v = b_0 f_0 \rho_0 v_0$ 로 두고 飽和流動에서 만족하는 $q''/H_{fg} = \rho_v U_v$ 와 二相流動의 摩擦係數 $f_{tp} \propto R_e^{-0.6}$ 을 利用하여 $q''_{cr} = C_1 H_{fg} \rho_0 v_0 R_e^{-0.6}$ 을 구하고 C_1 을 實驗値와 比較하여 구하였다. Chen⁸⁾ 등은 運動量傳達理論과 熱力學的不均衡狀態의 實際乾度를 利用하여 二相流動의 摩擦係數를 決定하고 臨界熱流束을 解析했다. Bankoff⁹⁾에 의하면 傳熱面에 일어나는 亂流氣泡層의 熱을 中心部の 液體가 더 以上 제거할 수 없을 때 氣泡의 크기와 數가 많아지므로 蒸氣境界層이 形成되어 臨界熱流束이 일어난다고 主張하였다. Torgerson¹⁰⁾ 등은 레이놀드理論과 摩擦係數相關式으로 모든 熱은 蒸發에 의해 傳熱面에서 氣泡로 傳達되거나 레이놀드理論에 따라 氣泡의 上部에서 亂流對流에 의해 流體로 傳達되거나 이 두가지 熱傳達에 限界가 있기 때문에 드라이아웃이 일어난다고 解析했다. Fig.2에서 보는 바와 같이 서브쿨링 25°C 이상에서는 서브쿨링에 따른 壓力降下는 一定하며 이것은 즉 變아우트體積率이 서브쿨링에 影響을 받지 않음을 뜻한다. Kirby¹¹⁾와 Fiori¹²⁾은 核沸騰이 일어나는 곳에서 큰 氣泡와 傳熱面 사이에 막은부분이 形成되고 이 數가 增加하며 이로 인해 增加하는 溫度比보다 液體에 적셔져 減少하는 溫度比가 적으면 드라이아웃이 일어난다는 模型을 세웠다. Gerum¹³⁾에 의하면 流體境界層은 準安定狀態에 있으므로 統計法則과 核形成理論을 適用할 수 있다. 臨界活性에너지를 A_{cr} 라하면 單位時間當 單位부피에서 氣

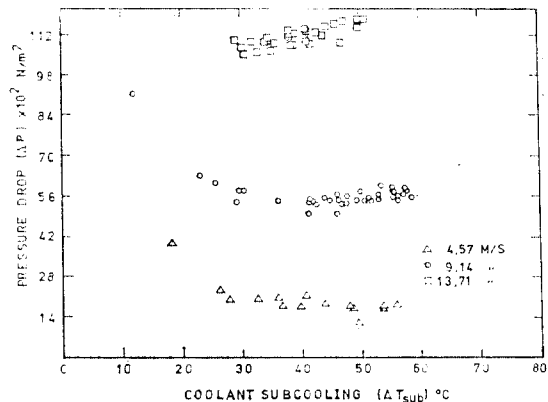


Fig. 2. Pressure drop vs. subcooling at burnout. (10)

□ 解 說

泡가 생기는 確率은 $J=C \exp(A_{co}/K_b T_b)$ 로 表示되는데 이것은 均一核形成理論을 適用하였기 때문에 實驗値와 比較하면 값이 작다. $K_0=A_c/A_{co}$ (A_c : 實際活性에너지)로 두고 K_0 을 實驗으로 決定하여 J 를 구하고 J 를 發生하는 氣泡의 量으로 생각하면 沸騰危機와 過熱狀態를 決定할 수 있다.

乾度가 높은 境遇의 臨界熱流束機構의 模型으로는 Tong¹¹⁾이 質量平衡式 $dW/dz=(a/d)(b-W)+q''/H_{fg}$ 을 세우고 $W=0$ 일때 드라이아웃이 일어난다고 假定했다. Isbin¹⁴⁾은 液體-質量移動模型으로 流膜의 두께를 流膜에서 液體방울이 생기는 比率, 流膜이 蒸發하는 比率, 液體방울이 流膜으로 다시 들어가는 比率등의 相互關係로 인해 流膜이 없어지는 지점에서 드라이아웃이 일어난다고 假定했다. Becker¹⁵⁾은 드라이아웃은 局部的인 現象이므로 入口서브쿨링과 l/d 에 따라 변하지 않는다고 생각하여 Isbin의 模型을 簡素化했다. Goldmann¹⁶⁾은 傳熱面이 液體방울에 의해 冷却된다고 생각했고 Stein¹⁷⁾은 流膜이 液體방울이 될 때의 熱流束은 무시하고 液體방울이 傳熱面에 부딪치는 比率보다 蒸發하는 比率이 클 때 드라이아웃이 일어난다고 假定했다. Tippets¹⁸⁾은 Isbin의 模型을 流膜의 安定性 概念을 使用하여 擴張했다. Chung¹⁹⁾은 中心部와 流膜 사이를 質量移動模型으로 解析하여 流膜에서 液體방울이 生成되는 것이 主要原因이라고 하였고 Hewitt²⁰⁾도 流膜內에서 氣泡

가 發生하여 液體방울이 생기고 이로 인해 流膜이 깨어져 드라이아웃이 일어난다고 假定했다. Whalley²¹⁾은 Fig.3과 같은 模型으로 流入과 流出이 같게 $dG_{LE}/dz=(4/d_0)(E-D)$ 로 質量平衡式을 세워 流膜이 없어질 때를 계산했다. Osmachkin²²⁾은 E 와 D 를 膜과 中心部の 流量에 比較한다고 보았다. Brevi²³⁾은 環狀流動에서 드라이아웃이 일어난 곳의 熱流束을 壁에서 液體방울로 傳達되는 熱流束 (φ_l)에 壁에서 蒸氣로 傳達되는 熱流束 (φ_v)을 더한 것으로 보고 實驗한 結果를 $\varphi_l \propto (1-x)$, $\varphi_v=(a+bx)(T_w-T_s)$ 로 표시하였다. Groenveld²⁴⁾은 드라이아웃이 일어난 領域의 溫度는 流入過程에 關係된다고 보았고 Koizumi²⁵⁾은 드라이아웃이 일어난 領域에서 壁에서 蒸氣, 蒸氣에서 流體, 壁에서 液體방울등 세가지 方法에 의한 熱傳達 模型으로 實驗値와 比較해 본 結果 대부분의 熱이 壁에서 蒸氣로 傳達되고 液體방울이 壁에 부딪쳐 일어나는 熱流束은 微少하였다. Wallis²⁶⁾가 垂直管 逆流實驗에서 얻은 無次元實驗式 $u_{cr}^{*1/2}+au_l^{*1/2}=b$ (*는 無次元을 表示)에 Kutateladze 數(K)와 無次元直徑(D^*)을 適用하여 $K=u^*(D^*)^{1/2}$ 를 구하였고 Nejat²⁷⁾은 이를 모든 管에서 만족되는 一般的인 式 $K_l^{1/2}+K_v^{1/2}=(3.2)^{1/2} F(D^*)$ 으로 擴張해서 實驗値와 比較하였다. Shanawany²⁸⁾은 蒸氣發生器管을 膜의 質量流束, 蒸氣流動率, 膜의 두께, 液體와 氣體의 性質, 壓力勾配, 自由膜의 表面粗度, 接觸剪斷力등을 記述하는 여러가지 理論과 實驗式을 이용하여 드라이아웃을 電算機로 解析했다.

3. 臨界熱流束에 影響을 미치는 因子

臨界熱流束에 影響을 미치는 主된 因子는 管의 直徑, 加熱된 길이, 壓力, 入口서브쿨링, 蒸氣速度, 流體의 特性들이다. 沸騰危機는 傳熱面에 冷却材가 接觸하지 못하여 일어나기 때문에 流體와 蒸氣가 混合된 流動型에서 存在하는 氣泡의 數와 크기, 蒸氣境界層과 流膜의 두께, 流動의 不安定性, 表面의 粗度등을 考慮하여야

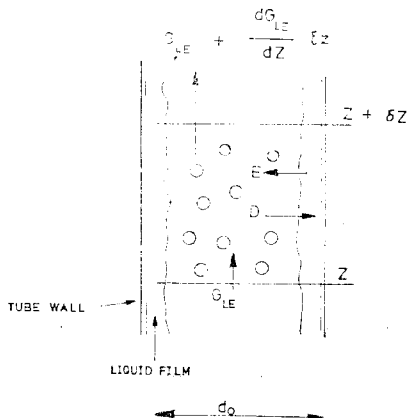


Fig. 3. Physical model of mass balance in tube.

한다.

原子爐는 高壓, 高溫에서 稼動되므로 實驗遂行上 어려움이 많다. 물보다 낮은 潛熱을 가진 模型流體를 使用하여 낮은 壓力과 溫度에서 물과 類似한 結果를 얻을 수 있다는 생각이 fluid to fluid 模型이다. 이와같은 方法에는 無次元解析이나 實驗에 의한 模型係數近似法이 있다. Barnett²⁹⁾의 理論을 Ahmad³⁰⁾가 擴張한 것에 의하면 臨界熱流束에 影響을 미치는 18개의 因子를 포함하는 函數

$$F(q', G, \Delta H, l, d, g, H_{fg}, \rho_l, \rho_v, \mu_l, \mu_v, C_{p,l}, C_{p,v}, k_l, k_v, \sigma, \gamma, \beta) = 0$$

에 Buckingham의 π -理論을 適用하여 $\pi = F(\pi_1, \pi_2, \dots, \pi_{13})$ 에서 實驗的事實로 臨界熱流束에 큰 影響을 미치지 못하는 無次元數를 消去하면 $\pi_1 = F(\pi_2, \pi_3, \pi_4)$ 로 表示되고 여기에서 $(\pi_i)_p = (\pi_i)_m$ ($i=1, 4$)이면 流體가 같은 特性을 갖는다고 主張했다. 그러나 流體들이 이와같은 條件을 만족시키기는 어려워 變形模型 $(\pi_i)_p = \delta(\pi_i)_m$ 로 두고 臨界熱流束 模型因子 $\varphi_{CHF} \equiv F(\pi_2, \pi_3, \pi_4)$ 를 定義하고 ahmad는 實驗值를 이용해서 無次元函數로 表示하였다.

$$\varphi_{CHF} = \left(\frac{G^2 d}{\rho_l \sigma}\right)^{2/3} \left(\frac{Gd}{\mu_l}\right)^{-0.133} \left(\frac{Gd}{\mu_v}\right)^{-0.2}$$

Shah³¹⁾가 $Y \equiv P_r F_r^{0.4} \left(\frac{\mu_l}{\mu_v}\right)^{0.6}$ 을 定義하여 Y 와 $(B_{0,x}/B_{0,0})$ 를 비교해본 結果 l_{cr}/d 가 아주 작지 않으면 $B_{0,0}$ 는 p_r, Y, x_{cr} 만의 函數이었다. $Y > 10^5$ 일 때 $p_r = p/p_{cr} < 0.6$ 이면 $B_{0,x}/B_{0,0}$ 는 Y 만의 函數이고 높은 壓力에서는 p_r 도 函數가 된다. $Y < 10^5$ 일 때는 $B_{0,x}$ 는 x_{cr} 와 l_{cr}/d 의 函數이고 Y 가 작아질수록 l_{cr}/d 가 증가하면 $B_{0,x}$ 는 減少하는 傾向이 보인다. 또 $Y < 10^4$ 이면 Y 는 $B_{0,x}$ 에 큰 影響을 미칠 수 없고 x_{cr} 는 臨界熱流束에 影響을 미치지 않는다.

Ahmad가 流束模型係數 $F_G \equiv \frac{G_p}{G_m}$
 $= \left[\frac{(\gamma/\rho_l \mu_l)_m}{(\gamma/\rho_l \mu_l)_p}\right]^{1/3} \left[\frac{(\mu_l/\mu_v)_m}{(\mu_l/\mu_v)_p}\right]^{1/3}$ 을 定義하고 Katto³²⁾는 $F_G = \left[\frac{(\sigma \rho_l)_p}{(\sigma \rho_l)_m}\right]^{1/2}$ 로 두고 각각 臨界熱流束 實驗值와 비교하였다. 또 Katto³³⁾는 $q'_{cr}/$

$\rho_v H_{fg} u = F(\rho_l/\rho_v, \gamma/\rho_l u^2 l)$ 로 두고 實驗式을 만들었다.

4. 實 驗

熱傳達系에서 드라이아웃이 일어나는 것을 防止하고자 實驗으로 여러 因子들에 의한 影響이 調査되었고 熱傳達實驗式이 만들어졌다. 이에 대한 實驗式들이 Tong¹⁾, Levy¹⁹⁾, Groenveld²⁴⁾ 등에 의해 蒐集分類되었다. 가장 基礎가 되는 實驗은 垂直管에 대한 實驗이며 環狀型管은 棒과 外部管 사이의 相互影響이 비교되었다. 原子爐의 熱傳達 現象인 棒束型管에 대한 實驗은 實驗施設이 大型化되고 있으나 空間格子 效果나 서브채널 影響이 있으므로 이런 因子가 없는 單一管에 대한 實驗式을 基礎로 實驗式이 發展되고 있다. CANDU型 原子爐의 事故解析에 必要한 水平管에 대한 實驗이 근래 많이 實施되어 垂直管과 비교되고 있다. 코일型管에 대한 實驗은 蒸氣發生器의 臨界熱流束을 解析하는데 必要하며 傳熱層에 대한 實驗은 原子爐에서 燃料가 녹은 후의 熱流束을 解析하는데 必要하다. 原子爐의 事故 解析을 하기 위해 블로우다운에 대한 實驗이 근래 많이 이루어지고 있다.

4-1. 垂直管

垂直管的 實驗으로 Gaspari³⁴⁾이 流量과 臨界出力의 關係를 여러 實驗結果로 비교한 것이 Fig.4 이다. Becker⁴⁶⁾이 內徑이 10mm인 管

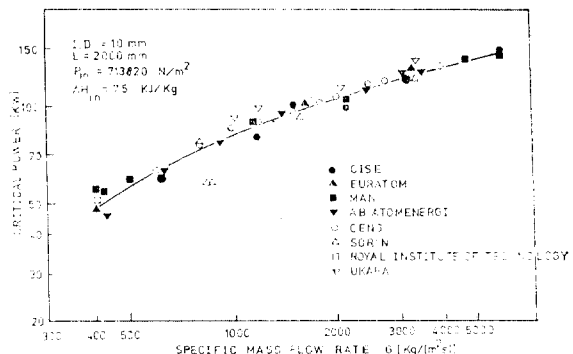


Fig. 4. Critical power vs. specific mass flow ratio. (34)

□ 說 解

에 대한 實驗値와 Becker 번아웃因子 $10^5/G^{0.5}q''$ 를 사용한 相關式을 비교한 결과 低壓과 中間壓에서는 잘 맞았으나 高壓에서는 잘 맞지 않았다. 또 그들이 實驗値와 Tong, CISE, Mecbth, Peskov 등의 實驗式들과 비교한 즉 高壓(10~20 MN/m²)에서 Peskov의 實驗式이 잘 맞았다. Groenveld³⁶⁾ 가 높은 流量(4050kg/m²·s)으로 均一熱分布管에서 한 實驗으로는 一般的으로 乾度가 增加하면 臨界熱流束은 減少하는 傾向인데 높은 流量에서는 最小點을 보였다. 均一熱分管에서 Bergles등³⁷⁾의 實驗으로는 높은 乾度에서는 流體注入溫度가 臨界熱流束에 無關하고 서브쿨링 領域에서는 流體注入溫度가 增加하면 臨界熱流束이 減少한다. Fig.5에서는 모든 乾度에서 流量이 減少하면 臨界熱流束이 減少하고 매우

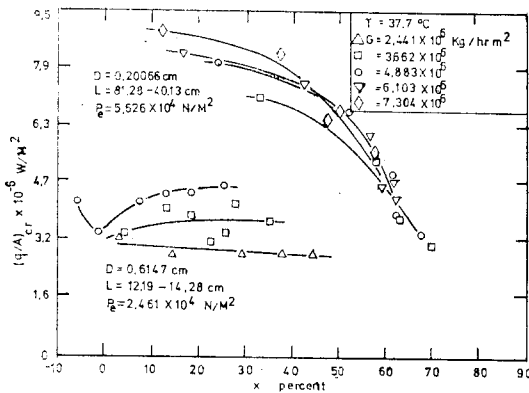


Fig. 5. dependence of critical heat flux on mass velocity. (37)

높은 乾度에서는 한 곳으로 모이는 傾向이 있다. 또 그들의 172~862KN/m² 實驗範圍에서 乾度가 零인 부근에서는 壓力이 增加하면 臨界熱流束이 增加하는 것이 보이나 대체로 壓力은 臨界熱流束에 影響을 미치지 못하고 高壓에서는 $x-q''_cr$ 가 線型으로 나타난다. 그러나 Fig.6에서와 같이 管의 直徑에는 많은 影響을 받는다. Campolunghi등³⁸⁾에 의하면 Fig.7과 같이 壓力이 8824~10785 KN/m² 前後에서 熱流束機構가 매우 다르다. Ishigi등³⁹⁾은 乾度가 높을 때 流膜의 두께는 단저 剪斷應力의 變化로 決定된다는 假定과 動波動理論을 使用하여 간단한 理論的解析

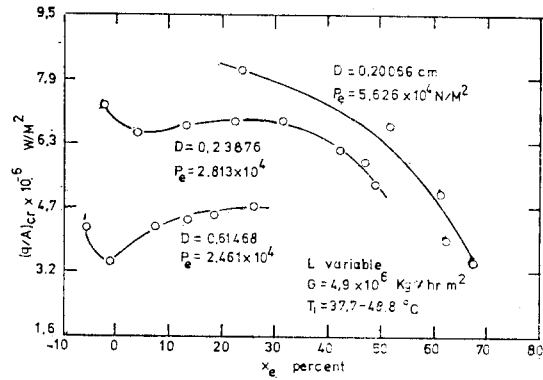


Fig. 6. Influence of tube diameter on critical heat flux. (37)

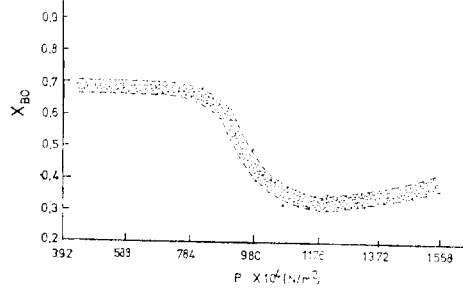


Fig. 7. Boiling quality vs. pressure. (38)

을 하고 流量變化에 따른 臨界熱流束을 測定했다. 그들에 의하면 入口乾度가 높을 때에는 入口乾度는 臨界熱流束에 거의 影響이 없고 蒸氣流量이 갑자기 작아질 때 일시적인 臨界熱流束이 일어나 전체적인 臨界熱流束을 減少시키고 이는 質量流束이 낮을 때가 높을 때보다 臨界熱流束이 減少하는 比가 크다. Choinowski등⁴⁰⁾은 $d=32\text{mm}$, $l/d>240$ 인 管에 대한 臨界熱流束 測定에서 같은 局部的 條件에서는 不均一熱分布管의 臨界熱流束이 높았고 서브쿨링이 크면 그 차이가 커졌다. Fig.8은 이와같은 關係와 不均一熱分布管의 臨界熱流束이 質量流束의 變化에 影響이 작음을 나타낸다. 또 Choinowski등⁴¹⁾은 蒸氣發生器管에서 熱的抵抗概念으로 乾度와 壁溫도의 關係를 臨界熱流束實驗値를 使用하여 圖解的方法으로 解析하고 드라이아웃이 일어나는 管의 狀態를 記述했다. Katto^{32,33)}는 無次元解析

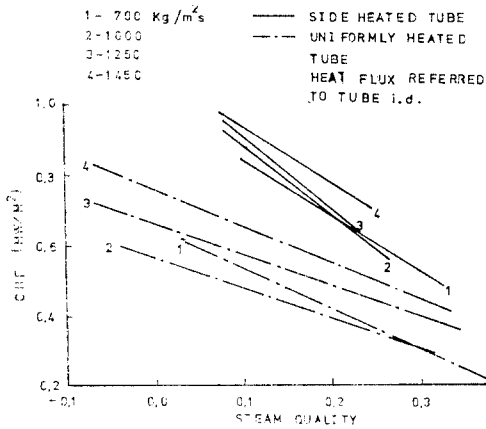


Fig. 8. Critical heat flux against steam quality. (40)

$$\frac{q''_{cr}}{\rho_l H_{fg} u} \cdot \frac{l}{d} = \text{const} \left(\frac{\rho_l}{\rho_v} \right)^a \left(\frac{\rho_l}{\rho_l u^2 l} \right)^b$$

에서 다른 因子들을 一定한 값으로 두고 q''_{cr} - ΔH_{in} 의 關係를 調査하여 Fig.9와 같이 分類하였다. 대부분의 境遇에는 A에 속하나 B와 C에 속하는 것도 있다. 그의 分類에 의하면 H 領域은 $(\rho_l/\rho_v)^{0.133}(\sigma\rho_l/G^2l)$ (q''_{cr}/GH_{fg})의 값이 l/d 만의 函數이고 L 領域은 H 보다 $\sigma\rho_l/G^2l$ 이 높으며 環狀流膜에 의한 드라이아웃이 여기에 속한다. HP 領域은 $\sigma\rho_l/G^2l$ 이 H보다 낮을 때이다.

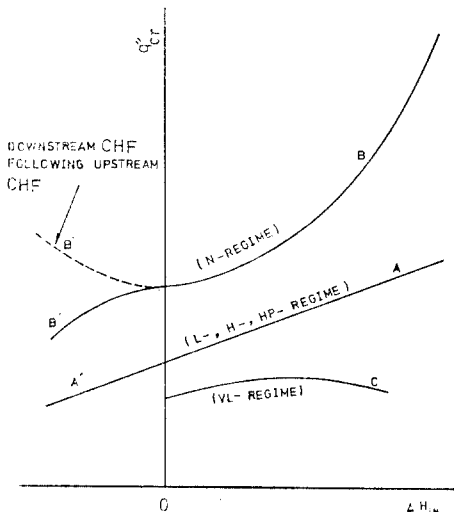


Fig. 9. Relationship between q''_{cr} and ΔH_{in} . (33)

N 領域은 出口乾度가 매우 높을 때 일어난다. 그에 의해 각 領域마다 乾度가 零일 때의 臨界熱流束($q''_{cr,0}$) 實驗式이 記述되었고 $q''_{cr,x}$, 乾度가 x 일 때 臨界熱流束은 $q''_{cr,x} = q''_{cr,0}(1 + K \Delta H_{in}/H_{fg})$ 로 두고 각 領域마다 $\sigma^2/\rho_l/G^2l$ 의 값에 따라 K 를 決定했다. 또 L 과 H 에서는 下部注入時의 臨界熱流束이 上部注入時보다 11% 높았다.

4-2. 環狀型管

環狀型管에 대한 實驗은 棒加熱, 外部管加熱, 둘을 同時에 加熱한 實驗이 이루어졌다. Ornatyky 등⁴²⁾의 實驗에서는 棒과 外部管 사이의 隙이는 臨界熱流束에 影響을 못 미쳤다. Tensen 등⁴³⁾에 의하면 外部管의 出力이 總出力의 75% 以下에서는 棒에 그 以上에서는 外部管에 臨界熱流束이 일어났다. (Fig.10). $\delta \equiv \text{Pshroud}/(\text{Prod} + \text{Pshroud})$ (P 는 出力)이라 定義할 때 Jensen의 實驗에서는 $\delta=0.6 \sim 0.7$, 壓力 $17 \sim 22 \text{MN/m}^2$ 範圍에서 加熱棒은 外部管에 影響을 못미치고 Tolubinsky 등의 $\delta=0 \sim 0.5$, 壓力 $15 \sim 20 \text{MN/m}^2$ 範圍의 實驗에서는 外部管이 棒의 熱流束에 影響을 못미쳤다. Katto³⁶⁾에 의하면 外部管加熱에서는 管의 實驗式에 管直徑대신 水力直徑을 適用하면 같은 型으로 記述되고 流量이 높을 때에는 棒과 外部管의 相互影響이 보이지 않았다.

4-3. 棒束型管 (rod bundles)

棒束型管에서 臨界熱流束을 計算하는 方法에

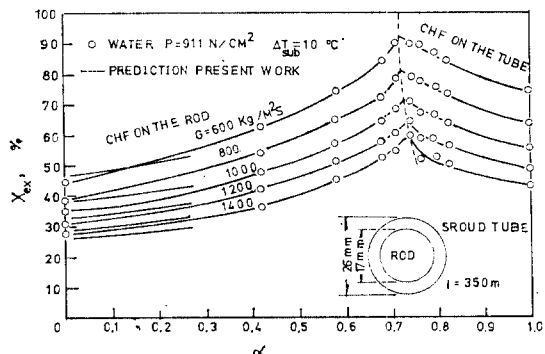


Fig. 10. CHF in bilaterally heated annulus. (43)

□ 解 說

는 混合流動實驗式과 平均乾度を 특정 서브채널에 適用하여 臨界熱流束을 計算하는 方法이 있다. Hughes등⁴⁵⁾의 비교에 의하면 대체로 25%의 偏差가 있다. Tong¹⁾에 의하면 棒束型管에서 채널 크기의 影響은 乾도가 높을 때가 서브쿨링 때보다 작다. Rosal등⁴⁶⁾이 不均一熱分布管에서 얻은 實驗値에 空間格子係數를 定義하여 비교하니 7.4%의 偏差가 있었다. Zielke등은 3×3 棒實驗에서 空間格子의 效果를 發見하지 못하였으나 Rosal등은 格子의 影響이 形態에 따라 變한다고 記述하였다. Mcpherson⁴⁷⁾은 가장 높은 乾도를 가진 서브채널이 먼저 드라이아웃이 일어난다고 假定하고 棒束管 엔탈피數를 $BEIN$ 이라 定義하여 計算하였다.

$BEIN \equiv \{(dH/dl)_{max} - (dH/dl)_{mean}\} / (dH/dl)_{mean}$, $BEIN \geq 0$ 이고 $BEIN = 0$ 은 完全한 平衡狀態을 나타낸다. Hughes등⁴⁵⁾이 몇개의 實驗値로 計算해 본 結果 $BEIN = 0.18 \sim 1.68$ 이었다. McPherson의 $BEIN$ 값이 0.5~56 이므로 이는 아주 좁은 領域에 불과하다. 沸騰水型原子爐(BWR)의 境遇에는 많은 混合流動實驗式이 있다. CISE-III와 같이 混合流動實驗式과 서브채널方法을 동시에 使用한 實驗式도 있다. Lucchini등⁴⁸⁾은 CISE-III를 낮은 流量에서 混合의 影響을 考慮하여 $\bar{x}_{cr} = k_i(x_{cr,i} + \Delta x_{max,i})$ 形式로 計算해 보니 많은 實驗値가 混合되지 않은 狀態와 完全히 混合된 두개의 극단적인 값 사이에 있었다.

Evangelisti등⁴⁹⁾의 實驗에 의하면 上流部分의 熱流束이 下流部分의 두배인데도 불구하고 恒常出口에서 沸騰危機가 일어났고 또 구석에 있는 棒에서 일어났다. Luccihi등⁵⁰⁾의 16棒 實驗에서는 Fig.11 [Fig.12 位置 参照]과 같이 質量流束이 낮으면 臨界熱流束이 구석에 있는 棒에서 일어나 質量流束이 커지면 邊에 있는 棒, 中心에 있는 棒까지 臨界熱流束이 일어났다. 이것을 둥근管에서 直徑이 增加하면 乾도가 減少한다는 理論을 서브채널 實驗式에 適用한 CISE-III [Fig.12]와 비교하면 낮은 流量에서는 잘 맞으나 Lucchini등의 實驗에서는 質量流束이 增加하여도 逆現象이 Fig.12와 같이 일어나지 않았다. 이들이 CISE-

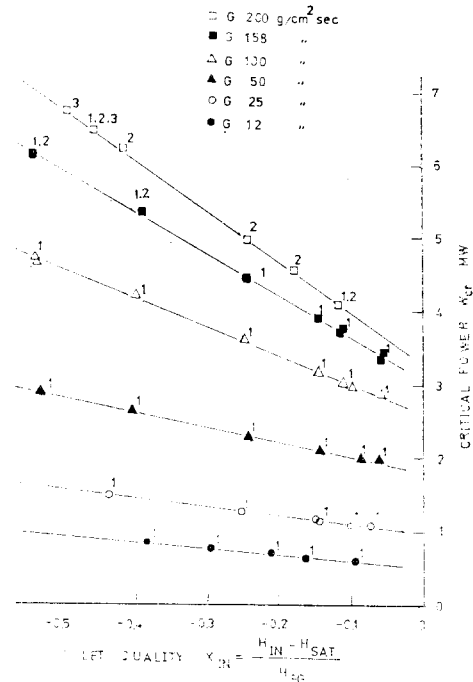


Fig. 11. CHF data and crisis location where $P_{in} = 695.5 \text{ N/cm}^2 \text{ abs. (50)}$

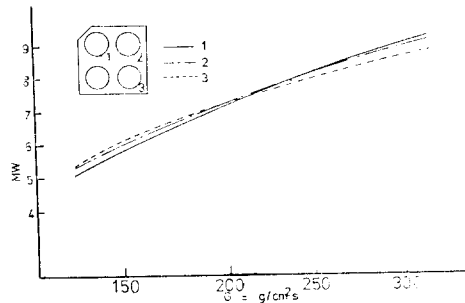


Fig. 12. Total critical power prediction for crisis. $p = 71 \text{ kg/cm}^2$, $x_{in} = -50\%$. (50)

III, Becker, Mecbeth, Bennett 등의 實驗式을 비교하여 본 結果 Becker의 實驗式이 가장 正確하나 CISE-III는 臨界熱流束이 일어나는 點을 가장 잘 나타내고 있었다.

4-4. 水平管

壁表面 근방에서는 垂直管과 沸騰機構가 비슷하나 全體의으로 보아서는 蒸氣와 液體의 分離로 上部와 下部의 蒸氣體積率이 다르다. 氣泡가

浮력에 의해 위로 모이면 垂直管보다 낮은 熱流束에서 沸騰危機가 일어난다. 管의 斷面에 均衡이 이루어지지 않아 낮은 流束일 때는 流動이 亂流混合으로 均一化되지 않는다. 水平管이나 垂直管에서 亂流混合력과 浮力の 比가 重要한 역할을 한다. Becker⁽⁵¹⁾에 의하면 낮은 壓力에서 實驗結果 어떤 質量流束 以下에서는 Fig.13에 나타난 것과 같이 臨界熱流束이 水平管이 垂直

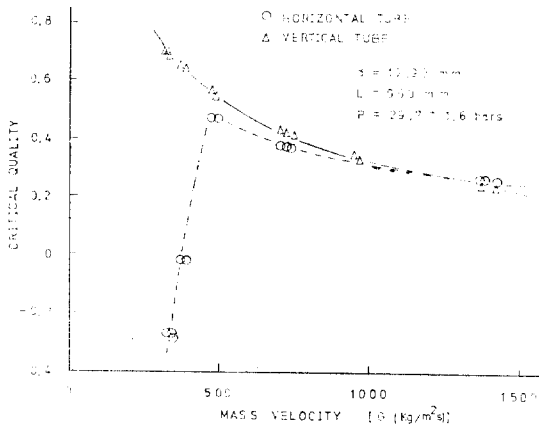


Fig. 13. Comparison between CHF conditions in horizontal and vertical. (51)

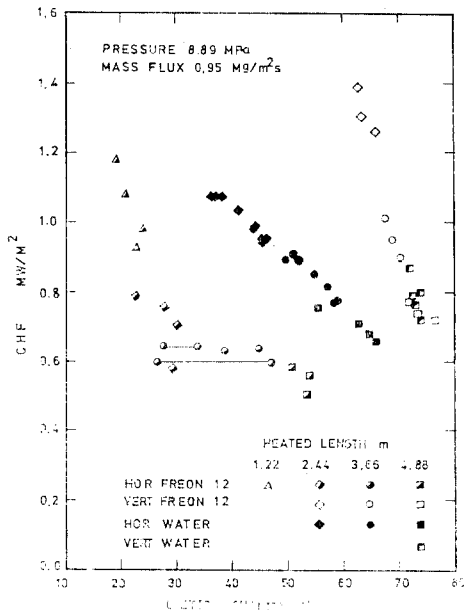


Fig. 14. Comparison of water, frion-12 data in vertical and horizontal tubes. (52)

管보다 낮고 質量流束이 높아지면 그 차이는 적어진다. Merilo⁽⁵²⁾의 實驗結果가 Fig.14 이다. 여기서는 Freon-12와 물의 臨界熱流束이 質量流束이 낮으면 fluid to fluid 模型이 垂直管에서는 맞으나 水平管에서는 맞지 않는다. 그러나 質量流束이 높으면 (7600kg/m²s) 臨界熱流束이 거의 一致하고 이 模型도 잘 맞는다. Watson⁽⁵³⁾은 實驗結果 Fig.15와 같이 傾斜도가 增加하면 臨界熱流束도 增加하는데 乾度가 30% 미만이면 密度의 層化에 의한 現象이고 20% 以上이던 管의 上部에 環狀流膜이 얽어졌기 때문이라고 記述했다. Merilo의 實驗에서 水平管에서는 上流 沸騰危機와 分散沸騰危機가 일어났으나 垂直管

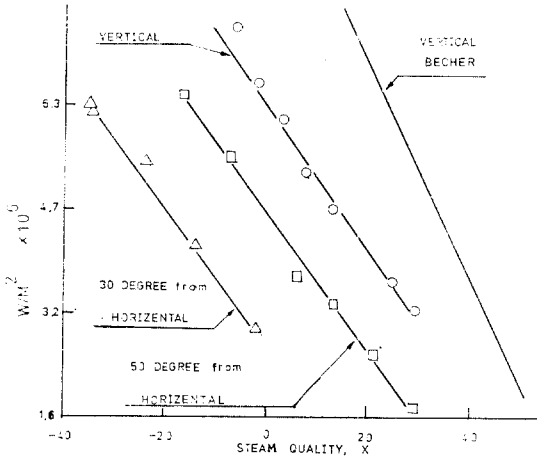


Fig. 15. Effect of inclination on CHF in a smooth tube at 18.6 MN/m² and 950kg/m²s. (53)

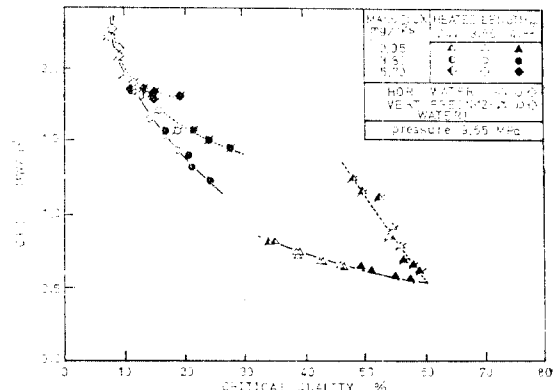


Fig. 16. Comparison of vertical and horizontal boiling crisis with water as coolant at 9.65 MPa. (52)

□ 解 說

에서는 質量流束이 높을 때 단 上流沸騰危機가 일어났다. 또 그에 의하면 乾度가 40% 以上이면 乾度가 增加함에 따라 水平管和 垂直管的 臨界熱流束이 收斂하고 40% 以下이고 質量流束이 높으면 두 값이 發散함을 Fig.16 이 보여준다. 그러므로 두 境遇의 沸騰機構가 다르다. 水平管이 垂直管보다 낮은 臨界熱流束을 나타내나 溫도의 增加比는 적었다.

4-5. 코일型管

굵은 管에서는 重力, 遠心力, 浮力, 不均一한 壓力分布에 의한 二次流動등으로 狀態가 分離된다. 여러가지 直徑에 대해 Roumy⁶⁴⁾가 臨界熱流束을 測定한 것에 의하면 Fig.17과 같이 管의 直徑에 많은 影響을 받는다. 臨界熱流束은 管의 上部에서 일어나 質量流束을 增加시키면 다른 部分으로 擴散한다. 그의 實驗에 의하면 코일型管이 垂直管보다 臨界乾度, 臨界出力이 增加하고 드라이아웃이 일어난 곳에서는 溫度增加比가 緩慢하다. 單一狀態의 굵어진 管에 대한 實驗에서 Mori⁶⁵⁾등은 二次流動으로 많은 壓力降下와 많은 熱傳達을 일으켰다고 報告하고 있다. Cumo 등⁶⁶⁾에 의하면 코일型管의 核沸騰離脫時 溫度增

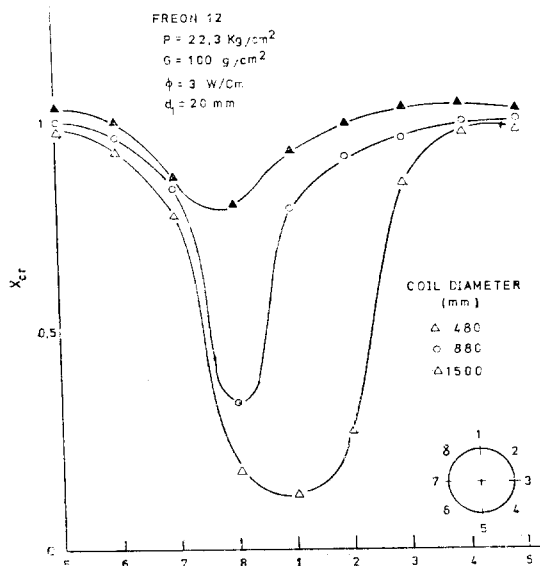


Fig. 17. Critical qualities for different coil diameter. (54)

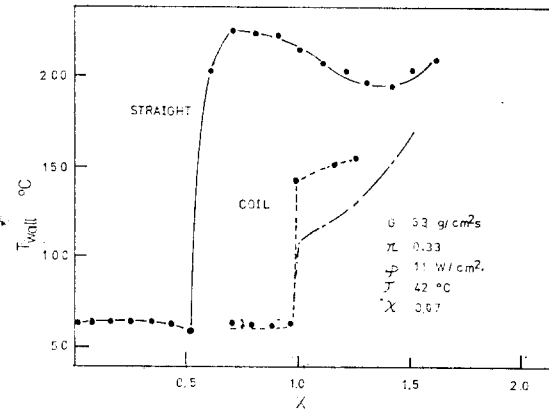


Fig. 18. Comparison of the wall temperature profiles in the straight and coiled test section. (56)

加的 垂直管보다 적고 增加比도 적다. 이것이 Fig.19에서 비교되고 있다.

4-6. 傳熱層 (bed)

原子爐에서 事故時 녹은 燃料가 固體化된 후의 形態에 대해 實驗하는 方法에는 바닥에서 加熱(bottom heating)하는 方法과 粒子를 間接적으로 加熱(volume heating)하는 方法이 있다. 傳熱層은 대체로 Fig.19와 같이 두가지로 分類한다. 蒸氣채널이 바닥까지 닿으면 좁은 傳熱層 그렇지 않으면 깊은 傳熱層으로 區分하며 이들은 서로 다른 熱流束機構를 나타낸다. Gabor 등⁵⁷⁾에 의하면 Fig.20과 같이 좁은 傳熱層이 깊은 傳熱層보다 臨界熱流束이 높다. Dhir 등⁵⁸⁾에 의하여 實驗式이 만들어졌고 實驗結果와 비교되었다. 깊은 傳熱層에서의 臨界熱流束은 傳熱層의 높이에는 關係없고 좁은 傳熱層에서는 높이가 減少하면 線型으로 增加한다. 그들에 의하면 좁

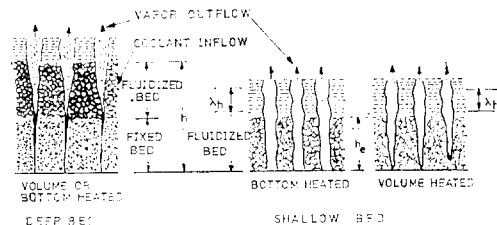


Fig. 19. Deep and shallow bed model for dryout heat flux. (58)

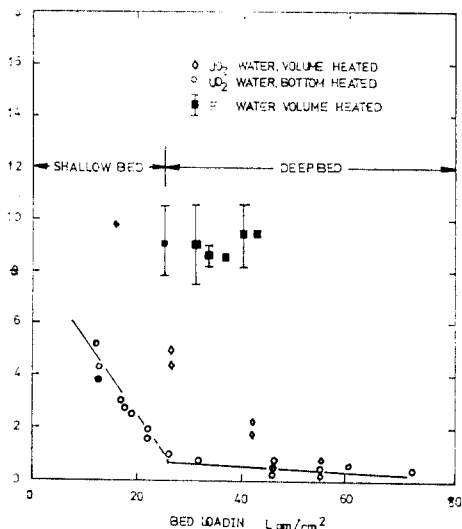


Fig. 20. dryout heat flux for bottom heated and volume heated UO₂ water debris bed. (57)

은 傳熱層에서 드라이아웃은 傳熱層에서 發生하는 蒸氣의 速度가 틈에서 傳熱層으로 들어오는 液體의 흐름을 방해하는 어떤 臨界速度를 넘을 때 일어나며 깊은 傳熱層에서는 傳熱層으로 들어가는 冷却材의 流動이 重力의 힘으로 더 이상 내려갈 수 없을 때 일어난다.

4-7. 블로우다운

原子爐의 冷却材系統의 한 部分이 破斷되면 原子爐 冷却材가 破斷部를 통해 急激히 放出하게 된다. 이 現象을 블로우다운이라 하며, 原子爐가 곧 運轉停止되어도 燃料棒 内部의 殘熱과 核分裂生成物의 崩壞熱에 의해 燃料被覆材의 溫度가 上昇하고 또한 減壓으로 인해 冷却材가 沸騰하여 被覆材表面은 熱傳達係數가 낮은 氣膜으로 덮혀 溫度가 急激히 上昇하여 沸騰危機가 일어나게 된다. 블로우다운이 끝날 때까지는 非常爐心冷却系統이 作動하여도 冷却材는 爐心の 蒸氣壓 때문에 爐心內에 들어가지 못한다. 계속적으로 壓力이 낮아지면 冷却材가 壓力容器內에 注入되어 爐心下端部를 채우는데 이 現象을 再充填(refill)이라 하며, 冷却材가 爐心으로 注入되어 高溫被覆材表面을 다시 식히는 段階를 再冠水(reflooding)라 한다. 이 非常爐心冷却系統의 作

動에 의하여 일어나는 熱水力學的現象은 매우 複雜하여 아직 精密한 解析을 얻지 못하고 있는 實情이다. 이 現象의 解析은 原子爐의 安全性 評價에 매우 重要하다.

原子爐의 事故를 解析하는 臨界熱流束의 實驗式은 대개 定常狀態 下部注入實驗에서 얻어졌다. 이와같은 實驗式은 流束이 霧으로 가면 一般的으로 잘 맞지 않는다. 실지로 加壓水型原子爐(PWR)에서는 큰 入口管이 破裂될 때 매우 짧은 時間內에 逆流가 일어나므로 流體過渡때에 適用될 수 있는 實驗式에 대한 研究가 要望되고 있다. Shiralkar 등⁵⁹⁾이 BWR와 같은 熱水力學的 條件에서 流量, 出力, 壓力등의 過渡現象에 대해 實驗을 하였다. 그 結果는 流動이 斷絶되고 5~6秒 後에 溫度가 上昇하였고, 降壓實驗에서는 流膜이 얇아지지 않았으나 가장 낮은 壓力이 減少할수록 溫度가 上昇하는 傾向을 얻었다. 즉 臨界熱流束은 降壓에서는 準定常狀態였다. 一般的인 解析에서는 質量流束이 減少할 때 臨界熱流束이 일어난다. 그러나 Smith 등⁶⁰⁾의 實驗에 의하면 一定한 壓力에서 冷却材의 速度가 減少할 때 일어나는 것이 아니라 爐心內에서 급격한 氣泡發生으로 인해 流體가 停滯할 때 일어났다. Leung⁶¹⁾이 環狀型管으로 實驗한 것에 의하면 逆流는 60ms에 일어났고 臨界熱流束은 400ms에 일어났다, 이때 일어나는 臨界熱流束을 初期臨界熱流束이라 하고 드라이아웃은 下流에서 氣泡流動이 環狀遷移할 때 일어나서 곧 再冠水되고 채널사이 氣泡로 인해 液體가 없는 곳에 다시 二次臨界熱流束이 서서히 일어나 위쪽으로 進行되었다. 그에 의하면 臨界熱流束은 質量流束이 減少할 때 일어나는 것이 아니라 逆流할 때에 일어난다. Griffith 등⁶²⁾이 臨界熱流束이 일어나는 時間을 流體가 停滯된 후 서브쿨링이 霧이 되는 時間差에 飽和된 후부터 臨界熱流束이 일어날 때 까지의 時間差를 더한 것으로 假定하여 實驗條件으로 計算해본 結果 0.7秒가 되어 實驗과 잘 맞았다. Snider⁶³⁾는 縮小模型(Mod-1 爐)에서 40 棒束型管을 使用하여 實在 PWR 稼動 壓力과 溫度 條件에서 實施한 實驗에서는 中心部와 下部에서도 臨界熱流束이 일어났고 또

□ 解 說

破裂後 700ms 內에 臨界熱流束이 일어났다. 480 ms에 일어나 1.5秒 후에 다시 再冠水된 것도 있었다. Fig.21에서 보면 流動停滯가 89cm 근방에서 일어나 700ms 후에 停滯位置위의 流體가 逆流한다. Fig.22에서는 破裂後 얼마동안 熱流束이 增加하는 것이 보인다. 이 冷却材의 壓力降下에 의한 熱流束 增加는 冷却材喪失事故의 初期段階에서 重要な 要素가 되고 Mod-1 爐心에서는 이로 인해 12~15%의 熱이 더 傳達되었다. Barnette등⁶⁴⁾은 Tow Loop Test Apparatus (TLTA) 實驗에서 遷移沸騰은 棒에 물이 닿지 않기 때문에 일어나나 TLTA 코아에서는 물이 棒束을 적시고 있어도 臨界出力이 넘기 때문에 일어난다. 그러므로 初期臨界熱流束은 實驗現象이지 典型的인 BWR에서의 現象은 아니라고 記述했다.

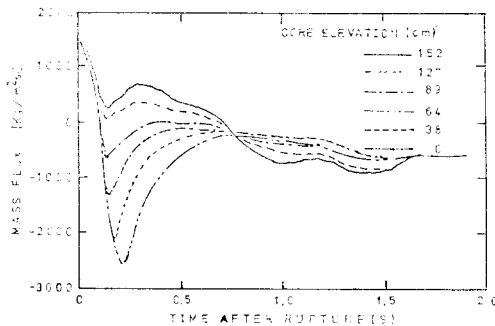


Fig. 21. Calculated mass flux of axial core elevation above bottom of heated core. (63)

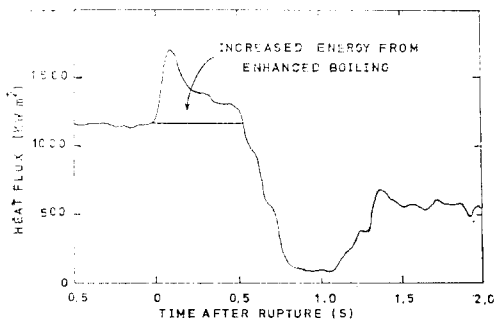


Fig. 22. Average heat flux measured data at the core.

5. 結 論

지난 數 10年間 原子爐의 發達로 臨界熱流束에 대해 많은 研究가 있었으나 臨界熱流束이 일어나는 근방에서 臨界熱流束에 影響을 미치는 因子들의 큰 變化와 熱的不均衡狀態로 인하여 理論的 解析은 基礎段階에 머물렀고 이를 根據로 얻어진 相關式이 實驗으로 修正 補完되고 있다. 그러나 質量流束이 높을 때 즉, 서브쿨링이 높은 逆環狀流動에 대해서는 臨界熱流束에서 蒸氣臨界速度에 대한 水力學的 安定性 概念이나 境界層分離理論, 蒸氣膜에 의한 熱傳達 限界理論등과 相關式이 대체로 實驗現象과 잘 맞는다. 높은 質量流束일 때 環狀型管의 臨界熱流束을 구하기 위해 棒과 外部管사이의 相關關係가 研究되었고 棒束型管에서는 垂直管에 대한 實驗式의 擴張과 서브채널에 대한 電算解析 方法이 利用되고 있으며 大型實驗裝置로 實驗이 이루어지고 있다. 水平管은 質量流束이 $500\text{kg/m}^2\cdot\text{s}$ 以上에서는 대체로 垂直管和 같은 現象을 나타내나 그 以下에서는 매우 다른 熱流束現象을 보이고 있어 이에 대한 보다 폭 넓은 研究가 必要하다. Fluid to fluid 理論이 無次元解析이나 補正係數理論으로 研究되어 原子爐와 같이 높은 壓力와 溫度狀態의 解析이 必要한 實驗에 널리 適用되고 있다. 최근에는 統計熱力學理論에 의한 解析과 特定 無次元數에 의해 지금까지의 實驗結果가 分類 研究되는 傾向이 있다. 質量流束이 낮을 때의 解析은 Isbin의 理論을 基礎로 많은 研究와 實驗이 이루어졌으나 實驗式이 特定한 用途와 範圍에서만 適用되기 때문에 이에 대한 研究가 계속되고 있다. 특히 최근 수년 동안에는 原子爐의 事故時 冷却材의 停滯나 逆流에 의해 일어나는 流動過渡現象時의 臨界熱流束을 解析하고자 理論 및 實驗의 研究가 進行되고 있으나 더욱 많은 實驗結果와 理論開發이 要望된다.

記 號 說 明

a, b , 式의 條件에서 決定되는 任意의 常數 C_p , 定壓比熱

d , 直徑	f , 摩擦係數
g , 重力加速度	G , 質量流速
H , 엔탈피	ΔH , 서브쿨링
H_{ref} , 潛熱	k , 熱傳度率
K_b , 불쓰만常數	l , 管的 길이
p , 壓力	q'' , 熱流束
T , 溫度	T_a , 絕對溫度
U , 速度	W , 流量
x , 乾度	z , 軸方向 길이
β , $(\partial T / \partial p)_s$	γ , $[\partial(\rho_l / \rho_v) / \partial p]_s$
μ , 粘性係數	ν , 動粘性係數
ρ , 密度	σ , 表面張力
無次元數	
$B_{0,x}$, 乾도가 x 일 때 보일링數	
$B_{0,0}$, 乾도가 0 일 때 보일링數	
B_c , 보일링數	Fr , 프루트數
Pr , 프란틀數	Re , 레이놀드數
下添字	
cr , 臨界值	f , 膜
i , 서브체널번호	in , 入口
l , 液體	m , 模型流體
o , 主流	p , 實際流體
s , 飽和	v , 蒸氣

參 考 文 獻

- L.S. Tong, Boiling Crisis and Critical Heat Flux, Critical Review Series, U. S. Atomic Energy Commission, 1972.
- C.F. Hewitt, Critical Heat Flux: A Review, European Two-Phase Flow Group, Harwell, 1974.
- V. Marinelli, Critical Heat Flux: A Review, of Recent Publication, Nuclear Technology, Vol. 34, pp. 135-171, 1977.
- Y.P. Chang, An Analysis of the Critical Condition and Burnout in Boiling Heat Transfer, TID-14004, 1961.
- Kutateladze S.S., A.I. Leont'ev, Some Application of the Asymptotic Theory of the Turbulent Boundary Layer, Proceedings of the Third International Heat Transfer Conference, 3: 1-6, American Institute Press. Inc., New York, 1966.
- Salomon Levy, Critical Heat Flux in Forced Convection Flow, Lecture Series on Boiling and Two-Phase Flow for Heat Transfer Engineers, University of California, 1965.
- L.S. Tong, Boundary Layer Analysis of the Flow Boiling Crisis, Int. J. Heat Mass Trans., Vol. 11, 1968.
- Jhons C. Chen, Fahri T. Ozkaynak, Rumu K. Sundaram, Vapor Heat Transfer in Post-CHF Region Including the Effect of Thermodynamic Non-equilibrium, Nucl. Eng. Des., Vol. 51, 1979.
- S.G. Bankoff, on the Mechanism of Subcooled Nucleate Boiling, AIChE Reprints No. 19 and 20, Fourth Nat. Heat Transfer Conf., 1960.
- E.J. Thorgerson, D.H. Knoebel, J.D. Gibbons, A Model to Predict Convective Subcooled Critical Heat Flux, Journal of Heat Transfer, 1974.
- G.J. Kirby, R. Stoniforth, J. H. Kinneir, A Visual Study of Forced Convection Boiling, Part II, AEEW-R506, 1967.
- M.P. Piori, A.E. Bergles, Model of Critical Heat Flux in Subcooled Flow Boiling, Fourth Int. Heat Transfer Conf., 1970.
- E. Gerum, T. Straub, V. Grigule, Super Heating in Nucleate Boiling Calculated by the Heterogeneous Nucleation Theory, Int. J. Heat Mass Transfer, 1979.
- H.S. Isbin, R. Vonderwater, H.K. Fauske, S. Singh, A Model for Correlating, Two-Phase, Steam-Water, Burnout Heat-Transfer Fluxes, J. Heat Transfer, 83, 149, 1961.
- K.M. Becker, P. Persson, An Analysis of Burnout Condition for Flow of Boiling Water in Vertical Round Ducts, J. Heat Transfer 86, 1964.
- K. Goldmann, H. Firsternberg, C. Lombardi, Burnout in Turbulent Flow-A Droplet Diffusion Model, J. Heat Transfer 83, 1961.
- R.P. Stein, Fog-Flow Models, Proc. 2nd Joint

- USAEC Euratom Two-Phase Flow Meeting, Germantown, 1964.
18. P.E. Tippets, Analysis of Critical Heat Flux Condition in High Pressure Boiling Water Flow, *J. Heat Transfer* 86, 1964.
 19. H.S. Chung, Theoretical Model for Burnout in Two Phase Annular Dispersed Flow, ASME No. 73-HT-35, 1973.
 20. G.F. Hewitt, H.A. Kearsy, P.M.C. Lacey, D. J. Pulling, Burnout and Nucleation in Climbing Film Flow, *Int. J. Heat. Mass Transfer*, 1965.
 21. P.B. Whalley, P. Hutchinson, G.F. Hewitt, The Calculation of Critical Heat Flux in Forced Convection Boiling, 5-th Int. Heat Trans. Conf., Tokyo, 1974.
 22. V.S. Osmachkin, Problems of Transient Critical Heat Flux in Rod Bundles, 6-th Int. Heat Trans. Conf., Vol. 5, Toronto, 1978.
 23. R. Brevi, M. Cumo, Quality Influence in Post Burnout Heat Transfer, *Int. J. Heat Mass Trans.*, 1970.
 24. D.C. Groenvel, Post Dry-Out Heat Transfer Physical Mechanism and A Survey of Prediction Method, AECL-5140. 1975.
 25. Yasuo Koizumi, Tatsuhiko Veda, Hiroaki Tanaka, Post Dryout Heat Transfer to R-113 Upward Flow in a Vertical Tube, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 22, 1979.
 26. Wallis G.B., Flooding Velocities for Air and Water in Vertical Tubes, AEEWR-123, 1961.
 27. Z. Nejat, Maximum Heat Flux for Counter Current Two-Phase Flow in a Closed End Vertical Tube, 6-th, Int. Heat Transfer Cont., Toronto, 1978.
 28. M. El-Shonawany, A.A. El-Shirbini, W. Murgatroyd, A Model for Predicting the Dryout Position for Annular Flow in a Uniformly Heated Vertical Tube, *Int. J. Heat Mass Trans.*, Vol. 21, 1978.
 29. D.G. Brnett, The Scaling of Forced Convection Boiling Heat Transfer, AEEW-R-134, UK, 1963.
 30. S.Y. Ahmad, Fluid to Fluid Modeling of Critical Heat Flux: A Compensated Distortion Model, AECL-3663, 1971.
 31. M.N. Shah, A Generalized Graphical Method for Predicting CHF in Uniformly Heated Vertical Tube, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 22, 1979.
 32. Y. Katto, A Generalized Correlation of Critical Heat Flux for the Forced Convection Boiling in Vertical Uniformly Heated Round Tubes-A Supplementary Report, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 22, 1979.
 33. Y. Katto, A Generalized Correlation of Critical Heat Flux for the Forced Convection Boiling in Vertical Uniformly Heated Tube, *Int. J. Heat Transfer*, 1978.
 34. G.P. Gaspari, A. Hassid, Comments on the Results of the Experiment on the Reproducibility of Critical Heat Flux Data, MIG. European Two-Phase Group, Milano, 1970.
 35. K. M. Becker, D. Djursing, K. Lindberg, O. Eklind, C. Östudahl, Burnout Condition for Round Tube at Elevated Pressure Prog. in Heat Mass Transfer Pergamon Vol. 6, 1972.
 36. D.G. Groenvel, The Occurrence of up Stream Dryout Uniformly Heated Channel, 5-th I.S.T.R.C., Tokyo, 1974.
 37. A.E. Bergles, R.F. Dopina, M.P. Fiori, Critical Heat Flux and Flow Pattern Observation for Low Pressure Water Flowing in Tube, *J. of Heat Transfer*, 1967.
 38. F. Compolunghi, M. Cumo, G. Ferrari, R. Leo, G. Vaccaro, Burnout Power in Once-Through Tubular Steam Generator, 5-th Int. Heat Transfer Conf., Tokyo, 1974.
 39. S. Ishigi, S. Nakanishi, S. Yamauchi, T. Masuda, Affect of Transient Flow on Premature Dryout in Tube, 5-th I.H.T.C., Vol. 5, Tokyo, 1972.
 40. B. Chojnowski, P.W. Wikon, Critical Heat Flux for Large Diameter Steam Generating Tube with Circumferentially Variable and Uniform Heating, 5-th I.H.T.C, Vol. 6,

- Tokyo, 1974.
41. B. Chojnowski, C.P. Naigh, Assessment of Boiler Tube Temperature Change During Dryout in Nuclear Steam Raising Plant, 5-th, I.H.T.C., 1974.
 42. A.P. Ornalskiy, L.F. Glaschenko, A.M. Kichigin, Burnout in Annular Channels with Side Heating, Heat Transfer Soviet Res. 5(3), 93, 1973.
 43. A. Jensen, G. Mannov, Measurements of Burnout Film Thickness and Pressure Drop in a Concentric Annulus 3500×26×17mm with Heated Rod and Tube, European Two Phase Meeting, Harwell, 1974.
 44. Y. Katto, Generalized Correlation of Critical Heat Flux for the Forced Convection Boiling in Vertical Uniformly Heated Annulus, Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 22, 1979.
 45. E. Daniel Hughes, K.H. Fischer, M.W. Carbon, CHF Prediction for Sovage Arrays by the Bundle Enthalpy imbalance Methods, Nucl. Eng. Dec. Vol. 31, 1974.
 46. F.R. Rosal, R.H. Cermak, L.S. Tong, J. E. Casterline, B. Matzner, High Pressure Rod Bundle DNB data with Axially Non-Uniform Heat Flux, Nuc. Eng. Des., Vol. 31, 1973.
 47. G.D. Mc Pherson, The Use of Enthalpy Imbalance in Evaluating the Dryout Performance of Fuel Bundles, AECL-3968, 1971.
 48. F. Lucchini, G.P. Gaspari, A. Hassid, A Rod-Centered Analysis with Turbulent (Enthalpy) Mixing for Critical Heat Flux Prediction in Rod Clusters Cooled by Boiling Water, 5-th I.H.T.C., Tokyo, 1974.
 49. R. Evangelisti, G.P. Gaspari, L. Bubicca, G. Vonoli, Heat Transfer Crisis Data with Steam-Water Mixture in a Sixteen Rod Bundle, Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 15, 1972.
 50. F. L. Lucchini, V. Marinelli, Experimental Data on Burnout in a Simulated BWR Fuel Bundle, Nucl. Eng. Dec., Vol. 31, 1974.
 51. K.M. Backer, Measurements of Burnout Condition for Flow of Boiling Water in Horizontal Rounded Tube, AE-AE-RL-1262, 1971.
 52. M. Merilo, Critical Heat Flux Experiments in a Vertical and Horizontal Tube with both Freon-12 and Water as Coolant, Nucl. Eng. Des., Vol. 44, 1977.
 53. G.B. Watson, R. Lee, M. Wiener, Critical Heat Flux in the Inclined and Vertical Smooth and Ribbed Tube, 5-th I.H.T.C., Tokyo, 1974.
 54. R. Roumy, Dryout in herically coiled Tubes with Boiling Freon-12, European Two Phase Flow Group MTG Risq, 1971.
 55. Y. Mori, W. Nakayama, Study on Forced Convective Heat Transfer in Curved Pipe, Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 10, 1967.
 56. Marvritio Cumo, Giovanni Elvio Taullo, Giuseppe Terrari, The Influence of Curvature in Post Dryout Heat Transfer, 1972.
 57. Gabor, J.D., Sowa, E.S. Backer, L. Jr., Cussulo J.C., Studies and Experiment on Heat Removal from fuel Debris in Sodium, ANS Fast Reactor Safety Meeting, Los Angels Apr, 1974.
 59. V. Dhir, I. Catton, Dryout Heat Fluxes for Inductively Heated Particulate Beds, J. of Heat Tubular, Vol. 99, 1977.
 59. B.S. Shiralkar, E.E. Polomik, R.T. Lahey Jr., J.M. Gouzalez, D.W. Racliffe, L.C. Schebly, Tiansient Critical Heat Flux Experimental Results, GEAP-12329, 1972.
 60. R.A. Smith, F.A.Price, P. Griffith, An alysis of Critical Heat Flux in Flow Reversal Transient, J. of Heat Transfer, 1976.
 61. J.C. Leung, Occurance of Critical Heat Flux During Blowdown with Flow Reversal, ANL-77-4, 1977.
 62. Peter, Griffith, J.F. Pearson, R.T. Lepkowski, Critical Heat Flux During A Loss-of-Coolant Accident, Nucl. Safety, Vol. 18, 1977.
 63. D.M. Snider, The Thermal-Hydraulic Phenomena Resulting in Early Critical Heat Flux and Rewet in the Semiscale Core, J. of Heat Transfer, 1979.
 64. G.W. Burnette, G.L. Sozzit, Synopsis of the BWR Blowdown Heat Transfor Program, Nucl. Safety, Vol. 20, 1979.