

## 8. LITERATURA

- [1] Krużylin G.N Dokłady, A.N.S.S.S.R.:nr 8,1957
- [2] Madejski J., Staniszewski B.: *Wymiana ciepła przy wrzeniu i przepływy dwufazowe. cz. I i II.* Postępy Techniki Jądrowej, 111 (539),1973.
- [3] Madejski J.: *Teoria wymiany ciepła.*, Politechnika Szczecińska,1998
- [4] Madejski J.: Incipient flow - boiling in channels, Prace I M P, 1969.
- [5] Kutateladze S.S.: Boiling heat transfer, Int. J. Heat Mass Transfer, 4, s. 31-45,1961
- [6] Zuber N., Findlay J.: *Average volumetric concentration in two-phase systems.* Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 87, s. 453, 1965
- [7] Griffith P.: *Bubble growth rates in boiling*, Trans. ASME, s.721,1958
- [8] Collier J.G., Thome J.: *Convective boiling and condensation*, McGraw- Hill Book Company, London, 1992
- [9] Lienhardt J.H. IV, Lienhardt J.H. V: A Heat transfer textbook, III Edition, Phlogiston Press, 2004
- [10] Thome J.: Engineering data book III, Wolverine Tube Inc., 2004
- [11] Hsu Y.Y., Graham R.W.: Raport NASA-IN-D-594, National Aeronautics and Space Administration,1981
- [12] Bergles A.E.: Forced - *Convection surface - boiling heat transfer and burnout in tubes of small diameter*, Ph.D. Thesis, Mech. Eng. Dept. M.I.T., 1982.
- [13] El-Genk M.S., Haynes S.J., Kim S.H.: *Experimental studies of critical heat flux for low flow of water in vertical annuli at near atmospheric pressure*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 31 (11), s.2291-2304,1988
- [14] Groeneveld D. C.: *Heat transfer phenomena related to the boiling crisis*, AECL-7239,1981
- [15] Groeneveld D.C., Leung L.K, Kirillow P., Bobkov V, Smogalev I., Vinogradov V., Huang X., Royter E.: The 1995-Lookup table for critical heat flux in tubes, Nuclear Engineering and Design, 163, s.1-23,1996
- [16] Azzopardi b. J.: Drops in Annular two phase flow, Int. Journal of Multiphase Flow, 23, s.1-53, 1997
- [17] Levy S.,Healzer J., Abdollhian.: *Prediction of critical heat flux in vertical pipe flow*, Nuclear Engineering. And Design, 65,s.131-140,1981
- [18] Thorncroft G. E., Klausner J.F., Mei R.: *An experimental investigation of bubble growth and detachment in vertical upflow and downflow boiling*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 41, s.3857-3871,1998
- [19] Judd R. L., Simianov A.: *Bubble nucleation in response to a step change in heat flux.*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 47, s.2149-2159, 2004
- [20] Rohsenov W.M.: *A method of correlating heat transfer data for surface boiling in liquids*, Trans. of ASME, s. 969, 1952
- [21] Kureta M., Akimoto H.: *Critical heat flux correlation for subcooled boiling flow in narrow channels*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 45, s.4107-4115, 2002

- [22] Lee C. H., Mudawar I.: *A mechanistic critical heat flux model for subcooled flow boiling based on bulk flow conditions*, Int. Journal of Multiphase Flow, Vol.14, No.6, s.711-728, 1988
- [23] Ornatski A., Głuszczenko L.F., Kiczigin A.: *Tiepłobmien i gidrodinamika w dwufaznych sriedach*, Izd. Naukowa Dumka, 1987.
- [24] Lee T. H., Park G. C., Lee D. J.: *Local flow characteristics of subcooled boiling flow of water in a vertical concentric annuli*, Int. Journal of Multiphase Flow, 28, s.1351-1368, 2002
- [25] Sun Q., Yang R. Zhao H.: *Predictive study of the incipient point of net vapor generation in low-flow subcooled boiling*, Nuclear Engineering and Design, 225, s. 249-256, 2003
- [26] Kwon Y.M, Chang S.H.: *A mechanistic heat flux model for wide range of subcooled and low quality flow boiling*, Nuclear Engineering and Design, 188, s.27-47, 1999
- [27] Celata G. P., Cumo M., Katto Y., Mariani A.: *Prediction of the critical heat flux in water subcooled flow boiling using a new mechanistic approach*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 42, s.1457-1466, 1999
- [28] Lee Min: *A critical heat flux approach for square rod bundles using the 1995 Groeneveld CHF Table and Bundle Data of Heat Transfer Research Facility*, Nuclear Engineering and Design, 197, s.357-374, 2000
- [29] Park J.W., Baek W.P., Chang S.H.: *Critical heat flux flow pattern for water flow in annular geometry*, Nuclear Engineering and Design, 172, s.137-155, 1997
- [30] Aicher T., Martin H.: *New correlations for mixed turbulent natural and forced convection heat transfer in vertical tubes*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 40, No 15, p.3617-3626, 1997
- [31] Hall D., Mudawar I.: *Critical heat flux (CHF) for flow in tubes-I. Compilation and assessment of world CHF data*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 43, s. 2573-2604, 2000
- [32] Hall D., Mudawar I.: *Critical heat flux (CHF) for water flow in tubes-II. Subcooled CHF correlations*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 43, s. 2605-2640, 2000
- [33] Łabunow D.A.: *Obobszczenyje zawisimosti dla tiepłoodaczi pri puzyrkowatym kipienji zydkostiej*, 1960,z.5, s.76
- [34] Liu W., Nariai H., Inasaka F.: *Prediction of critical heat flux for subcooled flow boiling*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, Vol.43, s. 3371-3390, 2000
- [35] Hahne E., Shen N., Spindler K.: *Fully Developed Nucleate Boiling in Upflow and Downflow*, In. Journal of Heat and Mass Transfer, 32, s. 1799-1808, 1989
- [36] Liu J-T., Tian Y., Peng X-F.: *Bubble Characteristics During Boiling Microchannels*, Proceedings of ICMM2005-75163, 3<sup>rd</sup> Int. Conf. On Microchannels and Minichannels, 2005
- [37] Takase K.: *Three-dimensional Large-Scale Bubbly Flow Analysis in a Vertical Minichannel*, Proceedings of ICMM2005-75030, 3<sup>rd</sup> Int. Conf. On Microchannels and Minichannels, 2005
- [38] Hsu Y.Y.: *On the size range of active nucleation cavities on a heating surface*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 84, s.204-216,1962
- [39] Han C., Griffith P.: *The mechanism of heat transfer in nucleate pool boiling*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 8, s.887-904, 1965
- [40] Bowring R. W., *A simple but accurate round tube uniform heat flux. Dryout correlation over the pressure range 0.7-17 MN/m<sup>2</sup> (100-2500 psia)*, Rept. AEEW-R-789, 1972
- [41] Barnett P. G.: *A Correlation of Burnout Data for Uniformly Heated Annuli and its Use for Predicting Burnout in Uniformly Heated Rod Bundles*, Rept. AEEW-R-463, 1966.
- [42] Ho W.H., Tu K.C., Pei B.S., Chang C.J.: *A theoretical critical heat flux model for low pressure, low mass flux and low steam quality conditions*, Nuclear Technology, 103, s. 332-345, 1993

- [43] Shen X-Z., Imura S., Xu J-I.: *Narrow heat transfer in vertical annulus with inner-side heating*, Boiling 2000, Alaska, Vol.2, s.427-446, 2000
- [44] Shah M.M., *Improved general correlation for critical heat flux during upflow in uniformly heated vertical tubes*, Int Journal of Heat and Fluid Flow, 8, s.4, 1987
- [45] Katto Y.: *Generalized correlations of critical heat flux for the forced convection boiling in vertical uniformly heated annuli*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 22, s.575-584, 1979
- [46] Katto Y.: *CHF of Forced Convection Boiling in Uniformly Heated Tubes*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 23, 1573-1580, 1980
- [47] Katto Y.: *A prediction model of subcooled water flow boiling CHF for pressure in the range 0.1-20 MPa*, Int. Journal of Heat and Mass Transfer, 35, s.1115-1123, 1992
- [48] Chen J.C.: *Correalation for boiling heat transfer to saturated fluids in convective flow*, I&EC Process Design & Development 5, s.322-339, 1969.
- [49] Jansen E., Levy S., Kervinen K.: *Burnout limit curves for boiling water reactors*, GEC Rept. APED, s.3884-3892, 1962
- [50] Doerffer S., Groeneveld D., Cheng S., Rudzinski K., *A comparison of critical heat flux in tubes and annuli*, Nuclear Eng. and Design, 149, s.167-175, 1994
- [51] Chan B., Prince R.: *Viscous Drag on a Gas Bubble Rise in a Liquid*, AIChEJ, vol.11, s.188-192, 1965
- [52] Borek-Kruszewska E., Czernski P.: *Doświadczalne badanie kryzysu wymiany ciepła przy wrzeniu przechłodzonym w zakresie średnich ciśnień w geometrii kanału reaktora MARIA*, Raport IEA Nr B-35/94
- [53] Borek-Kruszewska E.: *Badanie zjawiska kryzysu wrzenia w szczelinie pierścieniowej elementu paliwowego reaktora MARIA w warunkach awaryjnych*, Raport IEA Nr B-53/95
- [54] Borek-Kruszewska E., Czernski P., Rasmus A.: *Doświadczalne badanie zjawiska wrzenia w przepływie dla zakresu ciśnień i geometrii kanału paliwowego reaktora MARIA*, IX Sympozjum Wymiany Ciepła i Masy PAN-Augustów, 1995, s.169-177
- [55] Borek-Kruszewska E.: *Eksperymentalne badanie krytycznych strumieni cieplnych w szczelinach pierścieniowych w warunkach awaryjnych*, Raport IEA Nr B-68/96
- [56] Borek-Kruszewska E., Czernski P., Rasmus A.: *Badanie zjawisk cieplno-przepływowych podczas wrzenia w warunkach przepływu wymuszonego*, XVI Zjazd Termodynamików, Kołobrzeg 1996, t.1, s.169-177.
- [57] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Program badań w instalacji WIW-300*, Raport IEA Nr B-34/97
- [58] Borek-Kruszewska E., Bykowski W., Strzałkowski L.: *Przeprowadzenie eksperymentów w instalacji WIW-300 z detekcją krytycznej wymiany ciepła według zadanego algorytmu*, Raport IEA Nr B-44/97
- [59] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Wyznaczenie przebiegu zmian wydatku chłodziwa przez rzeczywisty kanał reaktorowy*, Raport IEA Nr B-46/97
- [60] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Program badań kanału paliwowego reaktora MARIA.*, Raport IEA Nr B-7/98
- [61] Borek-Kruszewska E.: *Badanie bezpieczeństwa pracy elementów paliwowych reaktora MARIA przy zwiększonej mocy cieplnej*, Raport IAE Nr A – 42/98
- [62] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Korelacja określająca strumień ciepła poprzedzający kryzys wrzenia w pionowej szczelinie pierścieniowej*, XVII Zjazd Termodynamików, Kraków 1999, t.1, str.109-119

- [63] Borek-Kruszewska E., Czajkowski W.: *Projekt techniczny odcinka badawczego do eksperymentalnego wyznaczenia parametrów poprzedzających kryzys wrzenia w pionowym kanale pierścieniowym przy przepływie o charakterze przejściowym*. Raport IEA Nr: B-25/2001.
- [64] Borek-Kruszewska E.: *Wyniki badań parametrów poprzedzających kryzys wrzenia w pionowym kanale pierścieniowym przy przepływie o charakterze przejściowym*, Raport IEA Nr: B-13/2002
- [65] Borek-Kruszewska E., Bykowski W., Klisińska M.: *Opracowanie wyników badań parametrów poprzedzających kryzys wrzenia w pionowym kanale pierścieniowym przy przepływie o charakterze przejściowym.*, Raport IEA Nr B-15/2002.
- [66] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Badania parametrów poprzedzających kryzys wrzenia w kanałach równoległych o geometrii pierścieniowej w warunkach przepływu przejściowego*. Prace Naukowe PW- XVIII Zjazd Termodynamików, Muszyna 2002.
- [67] Bykowski W., Borek-Kruszewska E.: *Wyniki badań kanału pręta kompensacyjnego w reaktorze MARIA.*, Raport IEA- Nr B -1/2003.
- [68] Bykowski W., Borek-Kruszewska E.: *Warunki bezpiecznej eksploatacji prętów kompensacyjnych reaktora MARIA*, Raport IEA Nr B-16/2003
- [69] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Eksperymentalne badanie parametrów procesu wrzenia w kanałach równoległych w warunkach przepływu przejściowego* - Raport IAE Nr 96/A/2003
- [70] Borek-Kruszewska E., Bykowski W.: *Badania eksperymentalne warunków bezpieczeństwa pracy reaktora badawczego MARIA przy podwyższonych parametrach eksploatacyjnych* – Monografia IAE Nr 8/2005
- [71] Pytel K., Borek-Kruszewska E. i inni- praca zbiorowa, *Eksploacyjny Raport Bezpieczeństwa reaktora MARIA*, Raport IEA, 2003.