

## ANALISIS KESELAMATAN THERMOHIDRAULIKA REAKTOR DAYA TIPE JP-600 PADA KONDISI TUNAK DAN TIDAK TUNAK LAJU ALIR

Sudarmono

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

### ABSTRAK

**ANALISIS KESELAMATAN THERMOHIDRAULIKA REAKTOR DAYA TIPE JP-600 PADA KONDISI TUNAK DAN TIDAK TUNAK LAJU ALIR.** Telah dilakukan analisis akhir pendidihan inti yang merupakan salah satu batasan disain JP-600 ( JAERI Passive Safety Reactor ). Terjadinya akhir pendidihan inti (DNB) pada kegagalan pompa pendingin utama merupakan salah satu faktor yang harus dihindari, karena dapat menimbulkan pelelehan di dalam kelongsong bahan bakar baik pada kondisi tunak maupun kondisi tidak tunak laju alir, akibat laju alir menurun dengan sangat cepat karena rendahnya inersia "Canned motor pump". Analisis DNB dilakukan pada 1/8 bagian teras yang dibagi dalam 83 kanal dan 40 aksial node pada kondisi tunak dan tidak tunak, dengan menggunakan Program COBRA IV-I yang dikopel dengan korelasi EPRI-Columbia. Laju alir dan daya transien pada kegagalan pompa ditentukan dari perhitungan RETRAN-02. Hasil minimum DNBR (MDNBR) mencapai harga sebesar 3,27 pada kondisi tunak. Hasil MDNBR pada kondisi tidak tunak sebesar 1,83 yang terjadi di "typical cell" setelah 3,7 detik dari awal kegagalan pompa pendingin utama.

### ABSTRACT

**THERMAL-HYDRAULIC SAFETY ANALYSIS OF JP-600 TYPE IN THE STEADY STATE AND TRANSIENT FLOW CONDITION.** The departure from nucleate boiling (DNB) under pump trip accident is one of the limiting design constraint of JP-600 " JAERI Passive Safety Reactor " because the flow reduce very rapidly due to low inertia of canned motor pump used in the primary coolant loop. In the present analysis, steady-state and transient DNB analysis for JP-600 were performed with COBRA IV-I Code. The whole core was represented by the 1/8 sector which was divided into 83 subchannels and 40 axial nodes. As the DNB correlation, EPRI-Columbia correlation was selected for base case. The minimum DNBR results was 3.27 in the steady state condition. The MDNBR under transient condition was 1.83 which is observed at 3.7 seconds in the typical cell

### PENDAHULUAN

Suatu konsep sistem keselamatan pasif reaktor JP-600 (JAERI Passive safety Reactor) telah dikembangkan di "Japan Atomic Energy Research Institute" yang bertujuan disamping mengurangi kesalahan manusia dalam tindakan pengoperasian teras, mengurangi biaya pemeliharaan juga untuk memanfaatkan operasi secara optimal, yaitu pembangkitan energi yang dikelola dengan aman dan efisien sesuai dengan kriteria dalam menunjang keselamatan reaktor. Sebagai pengganti sistem pendingin darurat, JP-600 menggunakan sistem pasif. Sistem pasif terdiri dari dua akumulator, dua sistem injeksi secara grafitasi dan dua CMT (Core make up tank). Dalam disain JP-600 "Canned - motor

pumps" digunakan untuk mensirkulasi pendingin utama sehingga sistem "seal" dalam pompa pada reaktor daya konvensional dihilangkan maka sistem kendali volume, kimiawi dan kemungkinan terjadinya kebocoran lebih kecil/ lebih sederhana. Sebaliknya bila pompa pendingin utama gagal mengakibatkan laju alir akan turun dengan cepat. Hal ini disebabkan oleh inersia pada "Canned-motor pump" rendah dibanding pada inersia pompa reaktor daya konvensional. Dengan demikian pada kegagalan pompa pendingin utama, DNBR merupakan hal yang sangat potensial dan penting untuk ditentukan. DNBR didefinisikan sebagai perbandingan antara hasil korelasi fluks panas kritis dan fluks panas lokal pada permukaan batang bahan bakar. Harga DNBR dikatakan aman apabila lebih besar dari

batas kriteria DNBR yang di iijinkan yang diberikan dengan 95% tingkat kepercayaan yaitu DNB pada bahan bakar tidak terjadi selama pengoperasian teras. DNBR pada kanal terpanas dalam kondisi tunak telah dilakukan dengan menggunakan program COBRA-IV-I yang dikopel dengan korelasi fluks panas kritis. Sensitivitas terhadap parameters seperti korelasi fluks panas kritis, koefisien campuran, laju alir dan daya juga telah dilakukan. Analisis DNB dalam kasus kegagalan pompa pendingin utama juga telah dilakukan untuk mengevaluasi batas keselamatan disain JP-600.

**DESKRIPSI SISTEM PENDINGIN DAN TERAS JP-600**

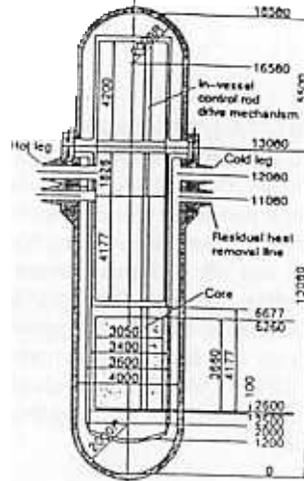
a) Bejana tekan dan Konfigurasi teras JP-600, seperti di tunjukan pada Gambar 1 dan Gambar 2. Demikian juga sistem pendingin secara pasif dan sistem pendingin utama di dalam JP-600 seperti ditunjukan pada Gambar 3 dan Gambar 4. Di dalam sistem pembangkitan uap nuklir, NSSS "The nuclear steam supply system" proses pembangkitan panas teras dan perpindahan panasnya berjalan secara bebas. Sistem mekanik motor batang kendali dalam bejana dapat berfungsi untuk menetralsir larutan kimiawi. Demikian pula rendahnya kerapatan daya teras berfungsi untuk mengurangi efek Doppler. Sedangkan sistem pemipaan lurus "Once-through" pada pembangkit uap nuklir akan memperkecil suhu keluaran. Di dalam JP-600 sistem keselamatan teknik pasif tidak memerlukan sistem bantu tapi digunakan suatu komponen keselamatan klas no.1 dan tidak menggunakan pembangkit diesel darurat.

Di JP-600, canned-motor pumps digunakan adalah sama dengan spesifikasi pada AP-600, karena pada "canned-motor pumps tidak menggunakan sistem "seal" sehingga faktor keselamatan akan lebih tinggi, sebab kemungkinan terjadinya "LOCA" dapat di hindari.

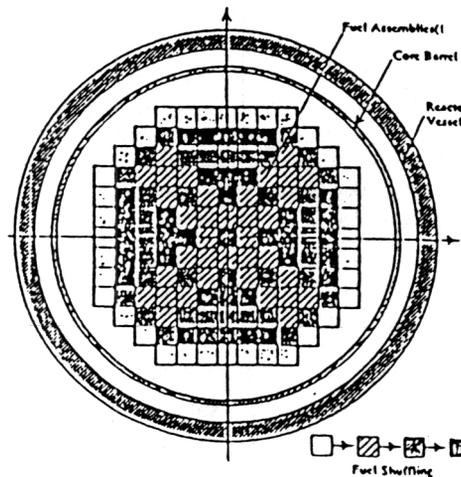
Disamping itu sistem kendali volume, kimiawi dan sistem bantu pasokan pendingin lebih sederhana dibanding pada konvensional PWR

yang menggunakan Roda Gila besar, dan momen inersia rendah.

Gambar 1 dan 2 menunjukkan gambar bejana tekan dan konfigurasi teras JP-600.

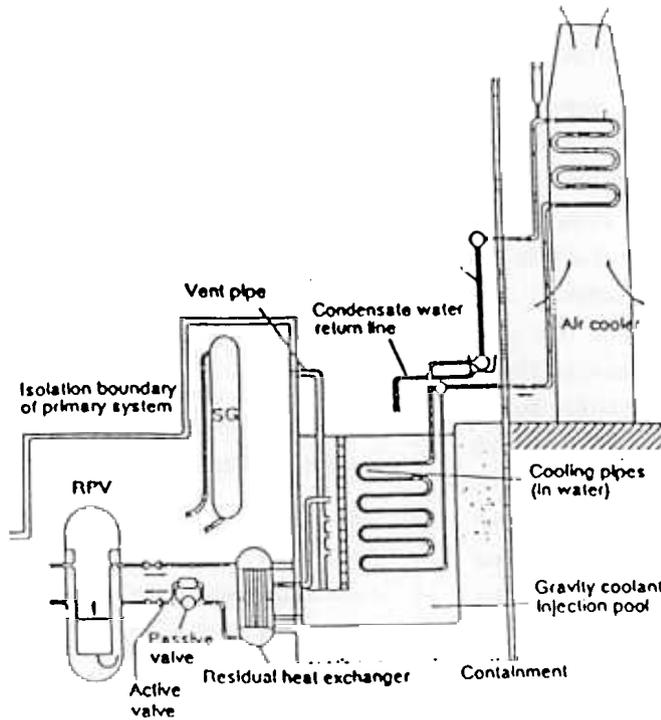


Gambar 1. Bejana Tekan JP-600

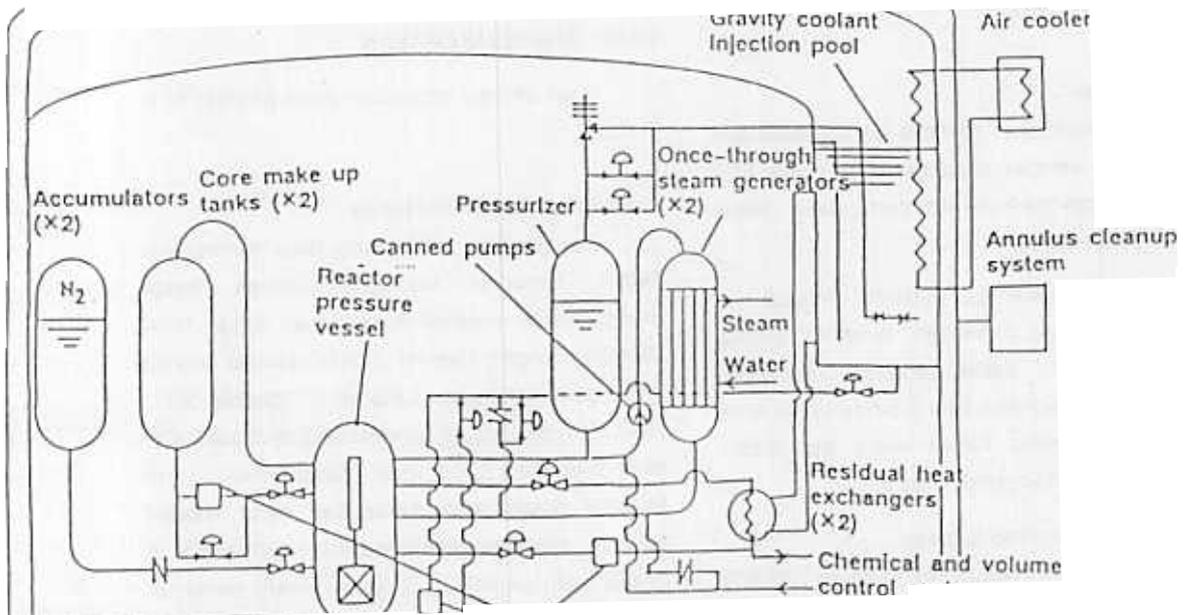


Gambar 2. Konfigurasi Teras JP-600

Sistem pendingin secara pasif dan sistem pendingin utama di dalam JP-600 ditunjukan pada gambar 3 dan gambar 4.



Gambar 3. Sistem Pendingin Primer Secara Pasif JP-600



Gambar 4. Sistem Pendingin Utama JP-600

## DISKRIPSI PAKET PROGRAM COBRA-IV-I

a. Paket program COBRA-IV-I adalah paket program tiga dimensi yang merupakan pengembangan program COBRA III-c untuk menghitung distribusi enthalpi dan aliran didalam perangkat bahan bakar dan teras pada kondisi transien dan tunak. Untuk menentukan DNB digunakan Paket Program COBRA IV-I yang dikopel dengan korelasi fluks panas kritis EPRI - Columbia, yang diturunkan berdasarkan hukum kesetimbangan massa, tenaga dan momentum linier untuk suatu komponen yang berada pada suatu campuran dua fasa. Persamaan kesetimbangan diatas diselesaikan secara matematis dengan memperhatikan adanya batasan yang ada di dalam teras, misal adanya subkanal, gap, bahan bakar dan sebagainya.

b. Korelasi fluks panas kritis

Korelasi EPRI-Columbia dan Korelasi W-3 diambil dari T. Iwamura. dkk (4), lihat lampiran (1).

## TATA KERJA

Membuat input data program COBRA-IV-I antara lain :

Modelisasi.

Memodelkan teras menjadi 83 subkanal dan 40 nodal dengan panjang setiap nodal 91.5 mm dengan asumsi distribusi daya aksial berbentuk cosinus.

- Menentukan parameter geometri, meliputi : Panjang kanal pendingin, tampang lintang aliran seluruh kanal pendingin, perimeter basah dan perimeter kering setiap kanal serta lebar gap antara bahan bakar dan antara bahan bakar dengan dinding.
- Koefisien campuran turbulen. Data koefisien campuran turbulen JP-600 telah ditentukan yaitu 0,038 yang besarnya sama dengan nilai yang digunakan dalam analisis keselamatan dari reaktor daya Takahama no. 3 dan 4.
- Menentukan Konduksi panas, meliputi

Panas spesifik bahan bakar dan kelongsong, rapat massa bahan bakar dan kelongsong, konduktivitas panas bahan bakar dan kelongsong, koefisien perpindahan panas gap antara bahan bakar dan kelongsong.

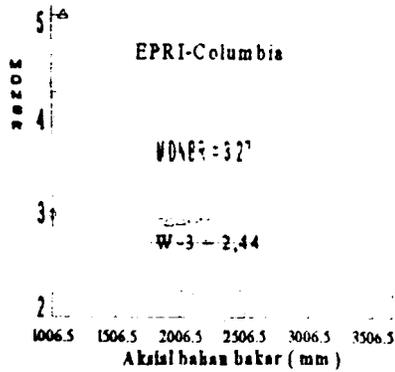
- Menentukan kondisi awal.  
Di ambil dari kondisi operasi JP-600.
- Menentukan korelasi fluks panas kritis, meliputi :  
Korelasi EPRI-Columbia dan korelasi W-3 yang diambil dari T. Iwamura . dkk (4).
- Menentukan normalisasi laju alir dan daya teras.  
Normalisasi laju alir dan daya yang digunakan sebagai data masukan kondisi kegagalan pompa utama di ambil dari hasil perhitungan program RETRAN-02.
- Melakukan sensitivitas terhadap berbagai parameter meliputi :  
Korelasi fluks panas kritis, aksial node, koefisien campuran, laju alir dan daya.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil analisis ditunjukkan pada gambar 5, 6, 7, 8 dan 10.

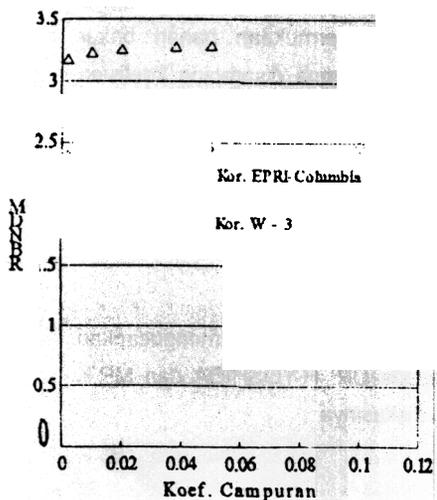
### A. DNBR pada kondisi tunak.

Gambar 5 menunjukkan hasil perhitungan DNBR terhadap ketinggian bahan bakar menggunakan korelasi fluks panas kritis. Hasil MDNBR dengan korelasi EPRI-Columbia adalah 3,270 pada ketinggian 1,922 m di "thimble cell". Hasil MDNBR dengan korelasi W-3 di dapat 2,439 pada ketinggian 1,922 m di "thimble cell". Hasil MDNBR masih lebih besar dari pada kriteria batasan minimum konvensional PWR yang di iijinkan yaitu sebesar 1,3, yang berarti masih di dalam 95% kebolehjadian pada 95 % tingkat kepercayaan /3/. Dengan demikian pada permukaan batang bahan bakar akhir pendidihan inti tidak terjadi selama pengoperasian teras kondisi tunak.



Gambar 5. Hasil MDNBR vs Aksial bahan bakar  
 B. Sensitivitas terhadap parameters, meliputi :  
 a. Koefisien campuran.

Sensitivitas Koefisien campuran terhadap hasil DNBR, di tunjukan pada gambar 6.

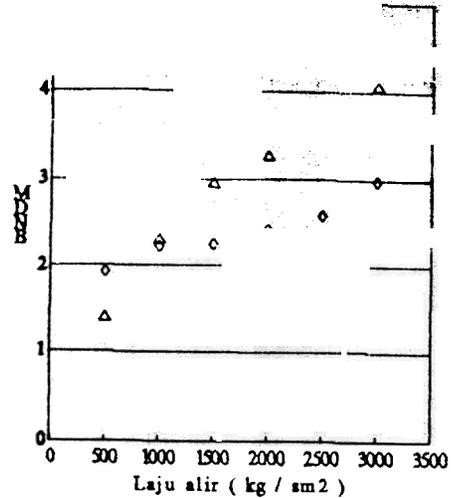


Gambar 6. Hasil MDNBR vs koef. campuran

Hasil MDNBR cenderung meningkat apabila koefisien campuran turbulen dinaikan dari 0,0 hingga 0,1. Hal ini disebabkan koefisien campuran yang lebih tinggi mengakibatkan enthalpi pada kanal terpanas menurun dan laju alir besar.

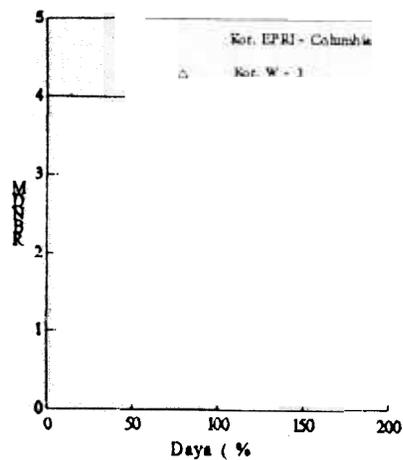
b. Laju alir masuk ke teras.

Sensitivitas laju alir terhadap harga MDNBR dapat dilihat pada gambar 7. Dengan penurunan 44% dari laju alir total nominal hasil MDNBR masih menunjukan di atas batas kriteria harga MDNBR yang di iijinkan.



Gambar 7. Hasil MDNBR vs Laju alir. Daya reaktor.

Sensitivitas terhadap daya reaktor, hasilnya ditunjukan pada gambar 8. Dengan daya lebih 180 %. Hasil MDNBR menurun mencapai harga 1,255 dengan korelasi EPRI- Columbia dan 1,267 dengan korelasi W-3. Apabila daya reaktor dinaikan 160% dari kondisi operasi (daya nominal), hasil MDNBR masih lebih besar dari 1,3, dengan demikian masih dalam kondisi tidak ada pendidihan inti didalam batang bahan bakar.

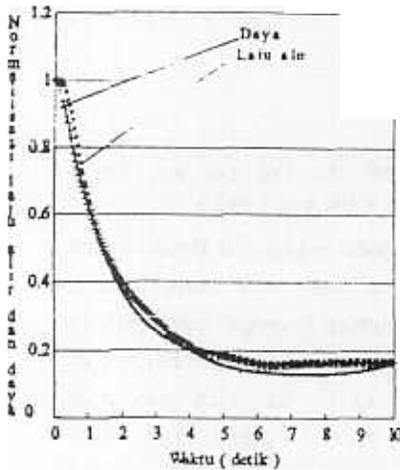


Gambar 8. Hasil MDNBR vs Daya lebih

**C. Akhir pendidihan inti pada kondisi kegagalan pompa primer.**

Gambar 9 menunjukkan normalisasi laju alir dan daya nominal yang diperoleh dengan program RETRAN-02. Harga normalisasi tersebut dipakai sebagai data masukan program COBRA-IV-1 yang dikopel dengan korelasi fluks panas kritis EPRI-Columbia, sehingga diperoleh hasil DNBR pada kondisi kegagalan pompa pendingin utama, seperti ditunjukkan pada gambar 10.

Setelah kegagalan pompa pendingin utama, laju alir teras menurun dengan cepat karena inersia dalam "Canned-motor pumps" rendah dan daya menurun dengan cepat karena koefisien kerapatan daya teras tinggi. Hasil DNBR mencapai harga minimum pada ketinggian 2,379 m di "typical cell" yaitu sebesar 1,83 setelah 3,7 detik dari pompa pendingin utama gagal. Dengan demikian menunjukkan bahwa akhir pendidihan inti pada permukaan bahan bakar tidak terjadi selama berlangsungnya operasi normal dan kegagalan pompa pendingin utama.



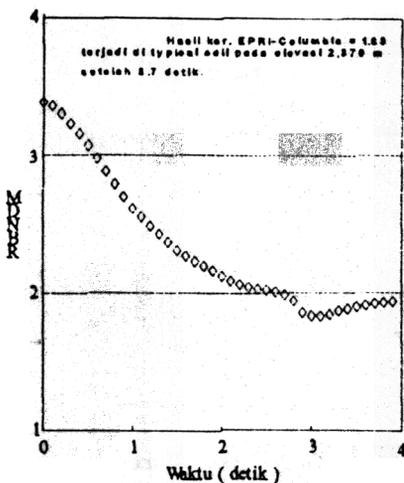
Gambar 9. Hasil norm. dengan RETRAN-02

**KESIMPULAN**

Hasil MDNBR pada kondisi tunak yaitu 3,27 pada ketinggian 1,922 di "thimble cell". Pada kegagalan pompa pendingin utama hasil MDNBR yaitu 1,83 yang terjadi setelah 3,7 detik pada ketinggian 2,379 m di "typical cell". Dengan demikian analisis DNB pada kondisi tunak dan kondisi pompa pendingin utama gagal pada reaktor daya tipe JP-600 menunjukkan bahwa akhir pendidihan inti pada permukaan bahan bakar terpanas tidak terjadi karena disamping koefisien rapat reaktivitas tinggi dan rapat daya rendah di teras JP-600 selama dalam pengoperasian teras JP-600, baik pada kondisi operasi normal maupun pompa pendingin utama gagal.

**UCAPAN TERIMA KASIH**

Pada kesempatan ini kami mengucapkan terima kasih kepada DR. H.YOSHIDA dan MR.K OKUMURA atas diskusinya.



Gambar 10. Hasil MDNBR vs waktu

## DAFTAR PUSTAKA

1. Murao, Y., et al.: "Concept of passive safety light water reactor system with inherent matching nature of core heat generation and heat removal", J. Nucl. Sci. Technol. to be published.
2. Wheeler, C.L. et al., "COBRA-IV-I: An interim version of COBRA for thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements and cores", BNWL-1962(1976).
3. Iwamura, T., et al., "Study on concept of JAERI passive safety reactor (JPSR)(4)-preliminary design of passive residual heat removal system", Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan (1993).
4. Reddy, D.G. and Fighetti, C.F., "Parametric study of CHF data volume 2. A generalized subchannel CHF correlation for PWR and BWR fuel assemblies", EPRI-NP-2609, vol.2 1983).
5. Tong, L.S., "Prediction of departure from nucleate boiling for an axially non uniform heat flux distribution "

## DISKUSI

1. Pertanyaan : **Henky**

Dari EPRI Columbia dan program satunya (BW2 ?) ada perbedaan sensitivitas, kira-kira disebabkan oleh apa ? mana yang benar ?

Jawaban :

Disebabkan oleh daerah aplikasi mass fluks dan kualitas

Korelasi B&W-2, aplikasi pada daerah mass fluks, 1017 - 5425 dan kualitas antara - 0,03 s/d 0,20

Korelasi EPRI-columbia, aplikasi pada daerah ; mass fluks 271 s/d 5560 dengan kualitas -0,25 s/d 0,75

Yang benar adalah keduanya, karena kedua korelasi berada pada daerah mass fluks dan kualitas.

## LAMPIRAN 1 KORELASI FLUKS PANAS KRITIS.

### 1. Korelasi EPRI - Columbia

$$q = \frac{(A - X_{iin})}{(C F_g C_{nuu}) \frac{(X1 - X_{iin})}{q1}}$$

dengan :

$$A = P1 Pr^{P2} G^{(P5+P7 Pr)}$$

$$C = P3 Pr^{P4} G^{(P6+P8 Pr)}$$

$q_0$  = fluks panas kritis (  $10^6$  Btu/h.ft<sup>2</sup> )

$q_1$  = fluks panas lokal (  $10^6$  Btu/h.ft<sup>2</sup> )

$X_{iin}$  = kualitas uap di sisi masuk

$X1$  = kualitas lokal;  $G$  = kecepatan masa (  $10^6$  lb/h.ft<sup>2</sup> )

$Pr$  = reduksi tekanan (  $P/P_{kritis}$  )

$P1-P8$  = konstanta

$$P1 = 0,5328. P2 = 0,1212$$

$$P3 = 1,6151, P4 = 1,4066, P5 = -0,3040.$$

$$P6 = 0,4843, P7 = -,3285. P8 = -2,0749$$

$F_g$  = grid spacer factor = 1,3 - 0,3  $C_g$

$C_g$  = grid spacer loss coefficient

$C_{nu}$  = non-uniform heat flux factor

$$= 1 + ((y-1)/(1+G))$$

$Y$  = axial heat flux profile parameter.

Data parameter yang dipergunakan untuk optimasi adalah sebagai berikut

- Fluk massa 0,20 sampai 4,1 M.Lbs/hr-ft<sup>2</sup>
- Tekanan 200 sampai 2450 psia
- Kualitas uap local -0,25 sampai 0,75
- Kualitas di sisi masuk -1.10 sampai 0,0
- Panjang 30 sampai 168 inchi
- Diameter hidraulik 0,35 sampai 0,55 inchi
- Diameter bahan bakar 0,38 sampai 0,63 inchi

### 2. Korelasi W-3

Untuk kanal pemanas homogen

$$q_{crit,EU} / 10^6 = \{ (2,022 - 0,0004302P) + (0,1722 - 0,0000984P) \times \exp \{ [(18,177 - 0,004129P) x] \} \\ \times [0,1484 - 1,596 x + 0,1729 x^2] / g / 10^6 + 1,037 \} \times (1,157 - 0,869 x) \times [0,2664 + 0,8357 \exp(-3,151 De)] \\ \times [0,8258 + 0,000794 (H_{sat} - H_{in})] F_s$$

dimana :  $P$  = 1000 sampai dengan 2300 psia

$$G = 1,0 \times 10^6 \text{ sampai dengan } 5,0 \times 10^6 \text{ lb/(h ft}^2 \text{)}$$

$D_e = 0,2$  sampai dengan  $0,7$  in,  $x_{loc} = 0,15$   
 $H_m = 3$  sampai dengan  $400$  Btu/lb,  $L = 10$  sampai dengan  $144$  in  
 Perimeter kering/perimeter basah =  $0,88$  sampai  $1,00$   
 $q''_{crit,EU}$  = fluks panas kritis, Btu/(h ft<sup>2</sup>)

$$F_s = (P/225,896)^{0,5} (1,445 - 0,0371L) \{ \exp[(x+0,2)^2 - 0,73] + K_s(G/10^6)^6 (TDC/0,019)^{0,35} \}$$

$F_s$  = grid atau spacer factor

Untuk grid dengan mixing vane

dengan :

$G$  = Laju aliran, lb/h

$TDC$  = Koefisien difusi termal

$P$  = Tekanan sistem

$L$  = Panjang teras aktif

$x$  = kualitas uap

$K_s$  = koefisien jarak kisi aksial dengan harga sebagai berikut

Jarak kisi (in)	$K_s$
32	0,027
26	0,046
20	0,066

Untuk distribusi aksial fluks panas heterogen diberikan dengan persamaan

$$q''_{crit,N} = q''_{crit,EU} / F$$

dengan :

$q''_{crit,N}$  = Fluks panas DNB untuk kanal panas heterogen.

$q''_{crit,EU}$  = Fluks DNB ekuivalen.

$$F = C/q''_{local} [1 - \exp(-C I_{DNB,EU})] \int_0^{I_{DNB,N}} q''(z) dz$$

$$C = 0,44 (1 - x_{DNB})^{7,9} / (G/106)^{1,72} \text{ in}^{-1}$$

$I_{DNB,EU}$  = lokasi aksial terjadinya untuk fluks panas heterogen.

$I_{DNB,N}$  = lokasi aksial terjadinya DNB untuk fluks panas homogen.

$x_{DNB}$  = Kualitas uap pada lokasi DNB pada kondisi fluks panas heterogen