

ANALISIS MOMEN INERSIA POMPA PRIMER RSG-GAS PADA KONDISI LOFA

Sudarmono, Setiyanto, Dhandang P.
Sukmanto dibyo, Royadi

ABSTRAK

ANALISIS MOMEN INERSIA POMPA PRIMER RSG-GAS PADA KONDISI LOFA. Telah dilakukan analisis momen inersia pompa primer RSG-GAS pada kondisi *Loss Of Flow Accident (LOFA)*. Hal ini adalah sangat penting karena kurangnya nilai momen inersia rotor pompa pendingin utama pada kondisi LOFA karena catu daya listrik gagal dapat menimbulkan permasalahan yang fatal yaitu menyebabkan terjadinya akhir pendidihan inti di teras. Metode yang digunakan ialah dengan $\frac{1}{4}$ bagian teras yang simetris yang dibagi dalam 19 kanal dan 40 nodal secara aksial. Program yang digunakan ialah COBRA-IV-I yang dikopel dengan korelasi W-3. Laju alir dan daya transien pada catu daya listrik gagal ditentukan dari hasil eksperimen. Hasil perbandingan yang diperoleh menurut disain dan perhitungan yaitu masing-masing sebesar 81 kg m^2 dan 75 kg m^2 . Hasil tersebut didasarkan pada besarnya minimum akhir pendidihan inti yang terjadi yaitu sebesar 1,3. Hasil tersebut menunjukkan bahwa besarnya nilai momen inersia rotor di dalam disain RSG-GAS masih dalam kriteria keselamatan yaitu lebih besar 75 kg m^2 .

ABSTRACT

MOMEN INERTIA PUMP ANALYSIS USED IN THE RSG-GAS PRIMARY COOLANT LOOP UNDER LOFA CONDITION. The momen Inertia of primary cooling system analysis under LOFA condition has been done. It is potentially one of limiting design constraints of the RSG-GAS safety because the coolant flow rate reduces very rapidly under LOFA condition due to the low inertia circulation pumps. If a loss of flow accident occurs, the mass flow will decrease rapidly and the heat transfer coefficient between cladding and coolant will also decreases. As a consequence the fuel and cladding temperature will increase. The whole core was represented by the $\frac{1}{4}$ sector and divided into 19 subchannels and 40 axial nodes. In the present study, momen inertia of pump analysis for RSG-GAS reactor was performed with COBRA-IV-I subchannel code. As the DNB correlation, W-3 Correlation was selected for base case. The flow and power transients under pump trip accident were determined from experiments. The results above compared with the design data are 75 Kg M^2 and 81 Kg M^2 respectively. The result shows that the RSG-GAS requires the inertia more than 75 Kg M^2 .

PENDAHULUAN

Operasi reaktor RSG-GAS yang sudah relatif lama, dapat menyebabkan terjadinya keausan pada bearing pompa primer RSG-GAS. Akibatnya kemungkinan terjadinya perubahan momen inersia pompa primer adalah sangat mungkin. Hal ini dapat membahayakan karena sangat berpengaruh pada kecepatan peluruhan aliran massa pendingin sehingga koefisien perpindahan panas antara kelongsong dan pendingin juga berkurang dapat menimbulkan terjadinya akhir pendidihan inti pada elemen bakar di teras.^{1/}

Tujuan penelitian ini untuk optimasi tingkat keselamatan dan pengujian disain. Metode yang digunakan ialah dengan $\frac{1}{4}$ bagian teras yang simetris yang dibagi dalam 19 kanal dan 40 nodal secara aksial. Program yang digunakan ialah COBRA-IV-I^{2/} yang dikopel dengan korelasi W-3.^{3/} Laju alir dan daya transien pada catu daya listrik gagal ditentukan dari hasil eksperimen.

Hasil perbandingan yang diperoleh menurut disain dan perhitungan yaitu masing-masing sebesar 81 kg m^2 dan 75 kg m^2 . Hasil tersebut didasarkan pada besarnya minimum

akhir pendidihan inti terjadi yaitu sebesar 1,3. Hasil tersebut menunjukkan bahwa besarnya nilai momen inersia rotor di dalam disain RSG-GAS masih dalam kriteria keselamatan.

DESKRIPSI PAKET PROGRAM COBRA-IV-I

Paket program *COBRA-IV-I* adalah paket program tiga dimensi yang merupakan suatu pengembangan dari *COBRA-III-c* untuk menghitung enthalpi dan aliran di dalam perangkat bahan bakar dan teras pada kondisi tunak dan tidak tunak. Paket program ini dapat digunakan untuk analisis subkanal yang menghitung laju aliran pendingin, daya, tekanan maupun temperatur masuk dan keluar teras dalam kondisi tunak dan tidak tunak. Program ini 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 didalam teras, misal adanya subkanal, *gap*, bahan bakar dan sebagainya. Untuk menentukan *minimum perbandingan akhir pendidihan inti (MDNBR)* digunakan paket program *COBRA-IV-I* yang dikopel dengan korelasi fluks panas kritis W-3.

METODE EVALUASI

Metode evaluasi yang digunakan ialah dengan pemodelan 1/4 sektor teras yang simetris dan dibagi dalam 19 subkanal dan 40 nodal aksial pada kondisi tunak dan tidak tunak. Kasus gagalnya pompa primer RSG-GAS telah di gunakan sebagai model data masukan *COBRA-*

IV-I, dengan obyek analisis adalah pada phase awal yaitu 10 detik setelah gagalnya pompa primer.

Analisis *MDNBR* dilakukan dengan menggunakan program *COBRA-IV-I* yang dikopel dengan korelasi fluks panas kritis W-3. Pendekatan metode ini telah diverifikasi dengan data eksperimen dalam kondisi tunak maupun tidak tunak. Faktor puncak daya radial ditentukan berdasarkan perhitungan neutronik. Dalam perhitungan ini menggunakan faktor puncak daya *radial* akibat efek batang kendali jatuh yaitu sebesar 1,616, *engineering hot channel factor* sebesar 1,03, *nuclear uncertainty factor* sebesar 1,05 dan faktor puncak daya radial rerata batang bahan bakar terpanas untuk batang bahan bakar terpanas di dalam perangkat terpanas yaitu sebesar 1,2, sehingga didapat hasil untuk faktor puncak daya radial dalam batang bahan bakar terpanas $F(r)$ sebesar :

$$F(r) = 1,616 \times 1,2 \times 1,03 \times 1,05 = 2,097$$

Dalam perhitungan, besarnya faktor puncak aksial sebesar 1,29 juga ditentukan dari perhitungan neutronik. Normalisasi laju alir dan daya pada kegagalan pompa pendingin utama telah ditentukan dari hasil eksperimen.

Besarnya akhir pendidihan inti ditentukan dengan simulasi pada perangkat bahan bakar terpanas dengan menggunakan korelasi fluks panas kritis W-3 yaitu :

$$q_o = \frac{(A - X_{iin})}{(C F_g C_{muu} + \frac{(X_i - X_{iin})}{q_1}} \quad (1)$$

dengan :

$$A = P_1 P_r^{P_2} G^{(P_5 + P_7 P_r)}; C = P_3 P_r P_4 G^{(P_6 + P_8 P_r)}$$

q_0 = Fluks panas kritis (10^6 Btu/h. ft²)

q_1 = Fluks panas lokal (10^6 Btu/h. ft²); X_{in} = kualitas masukan; X_1 = kualitas lokal.

G = Kecepatan masa (10^6 lb/h.ft²);

P_r = reduksi tekanan (P / P_{kritis})

$P_1 - P_8$ = Konstanta; $P_1 = 0,5328$; $P_2 = 0,1212$;

$P_3 = 1,6151$; $P_4 = 1,4066$; $P_5 = -0,3040$.

$P_6 = 0,4843$; $P_7 = -0,3285$; $P_8 = -2,0749$;

F_g = Grid spacer factor = 1,3 - 0,3 C_g .

C_g = Grid spacer loss coefficient.

C_{nuu} = Non-uniform heat flux factor

$$= 1 + \frac{(y - 1)}{(1 + G)}$$

Y = Axial heat flux profil parameter

= { heat flux rerata to Z / (Local cluster radial-

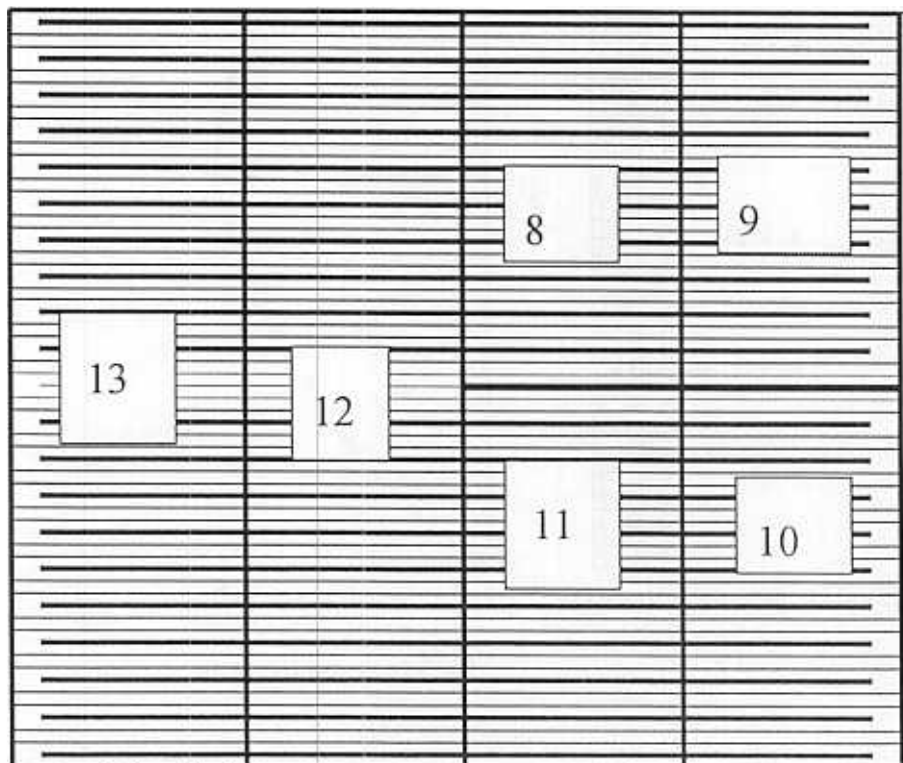
Average heat flux at Z)}

Data-data yang dipergunakan untuk optimasi adalah sebagai berikut :

- Fluks massa 0,20 sampai dengan 4,1 M. Lbs/hr-ft²
- Tekanan sebesar 200 sampai 2450 psia.
- Kwalitas uap lokal -0,25 sampai dengan 0,75
- Kwalitas masukan sebesar -1.10 sampai dengan 0,0
- Panjang sebesar 30 sampai dengan 168 inci
- Diameter hidrolis sebesar 0,35 sampai dengan 0,55 inci.
- Diameter bahan bakar sebesar 0,38 sampai dengan 0,63 inci.

TATA KERJA

- Membuat pemodelan nodal subkanal dengan membagi teras menjadi 1/4 bagian yang simetris dan membagi 1/4 bagian teras tersebut menjadi 50 subkanal serta membagi 19 subkanal tersebut menjadi 40 nodal secara aksial seperti pada Gambar 1 dan 2 serta Gambar 3.



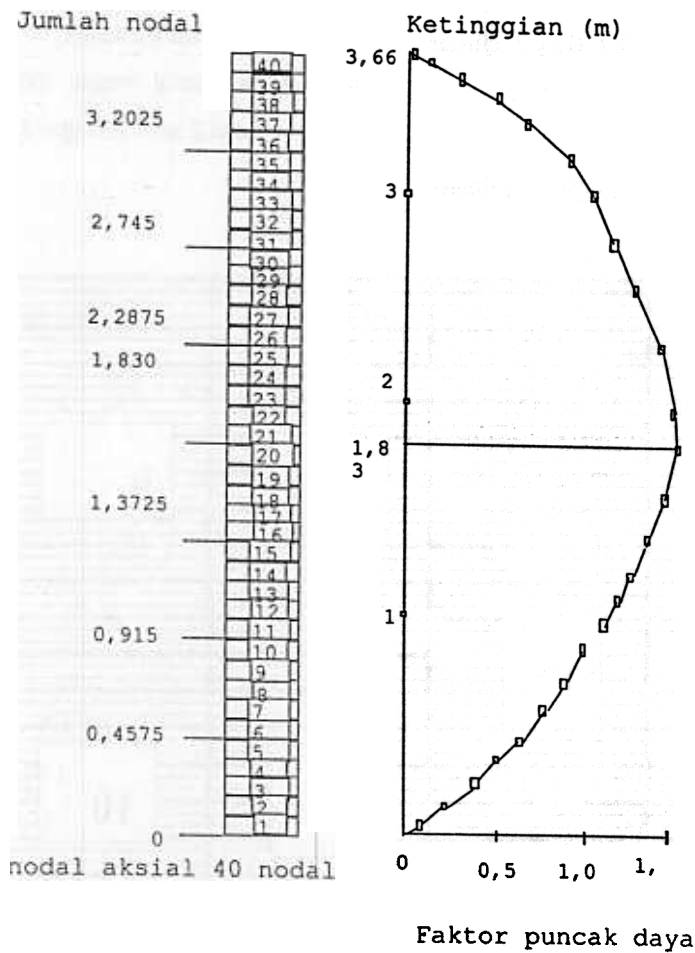
Subkanal No. 1-13

Gambar 1. Subkanal nodal model (Perangkat elemen bakar)

RI-15 0,772	RI-14 0,809	RI-47 0,962	
JDA02 0,809	RI-32 0,966	RI-19 0,761	
RI-43 0,286	JDA04 0,996	RIE-02 1,131	RI-35 0,918
AL-03	RI-33 1,264	AL-8	RI-22 0,849

Gambar 2. Model ¼ sektor teras dengan 19 pemodelan subkanal

Ketinggian spacer grid (m)



Gambar 3. Nodal Aksial, Lokasi Grid Spacer dan Distribusi Aksial

- 2). Menentukan distribusi daya radial secara neutronik pada 19 subkanal tersebut yang harganya dapat dilihat pada Gambar 3a dan 3b, serta menentukan harga faktor puncak daya radial yang diperoleh berdasarkan perhitungan neutronik yaitu dengan nilai faktor puncak daya radial akibat efek batang kendali jatuh yaitu sebesar 1,616, *engineering hot channel factor* sebesar 1,03, *nuclear uncertainty factor* sebesar 1,05 dan faktor puncak daya radial rerata batang bahan bakar terpanas yaitu sebesar 1,2 sehingga didapat hasil faktor puncak daya radial dalam batang bahan bakar terpanas $F(r)$ yaitu sebesar 2,097 dan menentukan distribusi daya aksial secara neutronik yang hasilnya seperti ditunjukkan pada Gambar 4, serta besarnya faktor puncak daya aksial yaitu sebesar 1,29.
- 3). Menentukan parameter-parameter geometri, antara lain :
 - a). Panjang kanal pendingin
 - b). Luas tampang lintang aliran untuk semua kanal pendingin di *typical cell*,

$$K_{UO_2}(T) = K_{UO_2}(T_0) \{1 + C_1(T - T_0) + C_2(T - T_0)^2 + C_3(T - T_0)^3\} \quad (2)$$

dimana :

$K_{UO_2}(T_0)$ adalah konduktivitas termal bahan bakar pada suhu 1898 °F, yaitu sebesar 2,89 Btu/hr.ft.°F dan C_1 , C_2 dan C_3 adalah konstanta yang besarnya masing-masing adalah $-3,7379 \times 10^{-4}$; $2,3302 \times 10^{-7}$; $-2,9043 \times 10^{-11}$

- 6). Menentukan koefisien perpindahan panas gap antara bahan bakar dan kelongsong (h_{gap}).
 Harga koefisien perpindahan panas gap antara bahan bakar dan kelongsong

thimble cell, *side cell* dan perangkat elemen

- c). Perimeterkering untuk setiap kanal, di *typical cell*, *thimble cell*, *side cell* dan perangkat elemen bakar
 - d). Perimeterbasah untuk setiap kanal di *typical cell*, *thimble cell*, *side cell* dan perangkat elemen
 - e). Lebar gap antara batang bahan bakar dan dinding perangkat elemen bakar, lebar gap antara dua batang bahan bakar dan lebar gap antara dua perangkat batang bahan bakar
- 4). Menentukan koefisien campuran turbulen.
 Berdasarkan sensitivitas studi oleh Reddy dan Fighetti, Koefisien campuran turbulen pengaruhnya dominan pada efek kondisi aliran lokal. Dalam perhitungan ini digunakan koefisien sebesar 0,038
 - 5). Menentukan konduktivitas termal bahan bakar.
 Harga konduktivitas termal diperoleh dengan formulasi sebagai berikut :

diperoleh dari model TRAC-PF1 dengan menggunakan formulasi sebagai berikut :

$$h_{gap} = h_{gas} + h_{kontak} + h_{rad} \dots \dots \dots (3)$$

dimana koefisien perpindahan panas gas, koefisien perpindahan panas kontak dan koefisien perpindahan panas radial

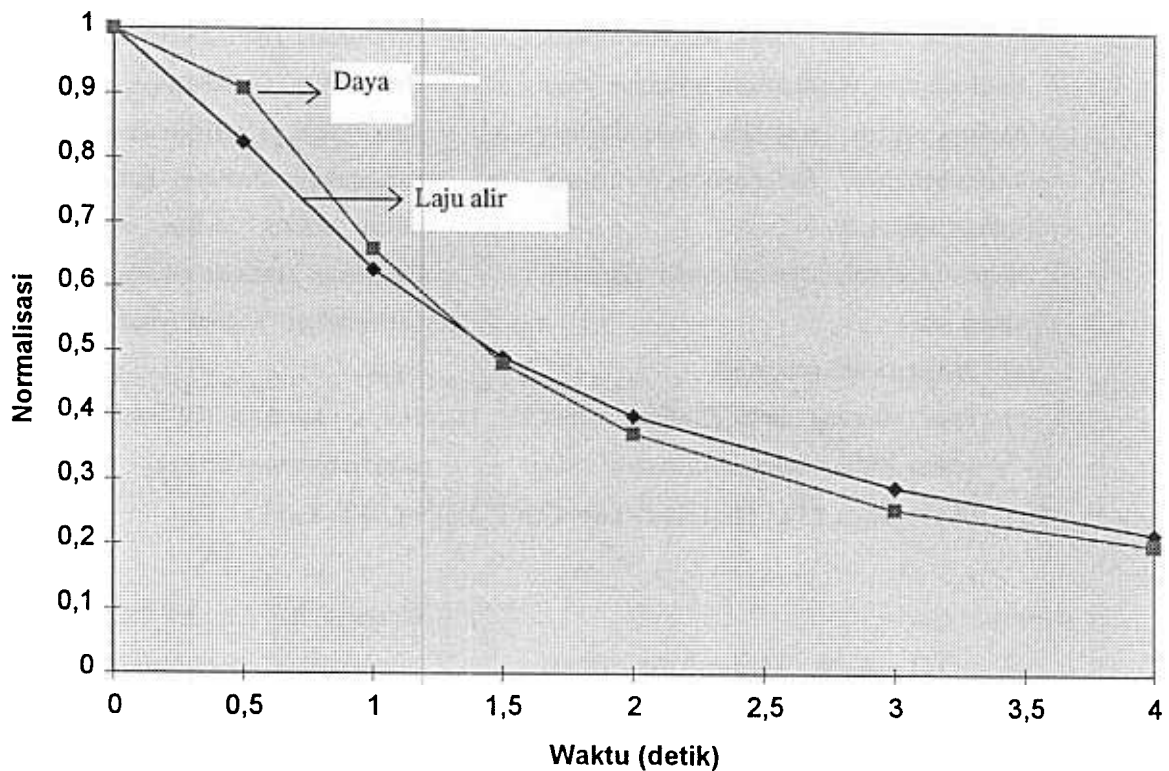
- 7). Menentukan harga kondisi awal :
 Data masukan kondisi awal yang dipergunakan dalam program COBRA-IV-I adalah tekanan, suhu pendingin, laju aliran massa pendingin dan fluks panas permukaan rerata

8). Menentukan korelasi termohidrolik.

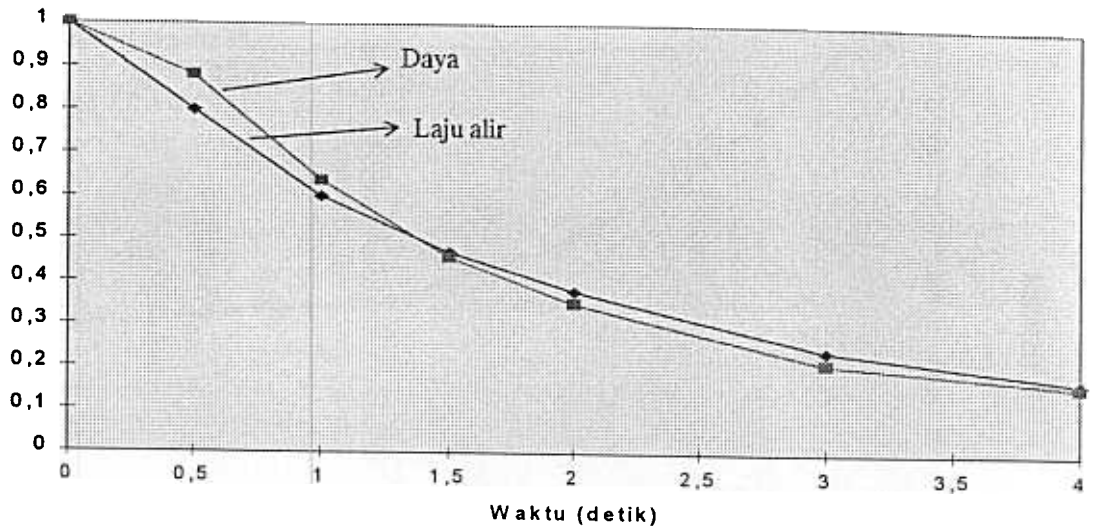
Korelasi termohidrolik yang digunakan masing-masing adalah model *subcool void*, *model bulk void*, koefisien *rod friction*, *Blasius*, korelasi perpindahan panas, kecepatan aliran secara aksial dan korelasi fluks panas kritis dengan masing-masing yaitu Levy, EPRI, Blasius, RELAP-4 Package, $(U(j) + U(i))/2$ dan korelasi W-3.

Dengan nilai koefisien *spacer loss*, tahanan aliran silang, faktor momentum turbulen adalah masing-masing sebesar 1; 0,5; 0,5 dan 0.

9). Menentukan harga normalisasi daya dan laju alir seperti ditunjukkan pada Gambar 4a dan Gambar 4b



Gambar 4a. Hasil normalisasi laju alir dan daya terhadap waktu untuk kondisi momen inersia 81 Kg m².

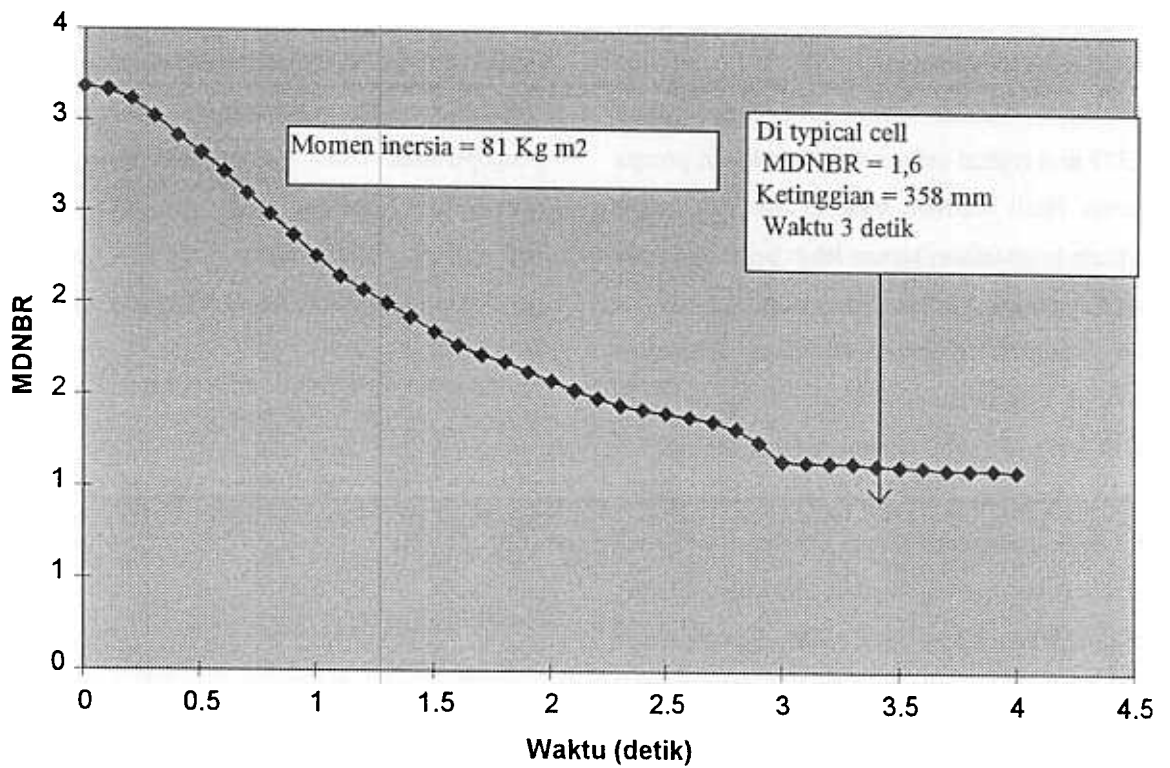


Gambar 4b. Hasil normalisasi laju alir dan daya terhadap waktu untuk kondisi momen inersia 75 Kg m²

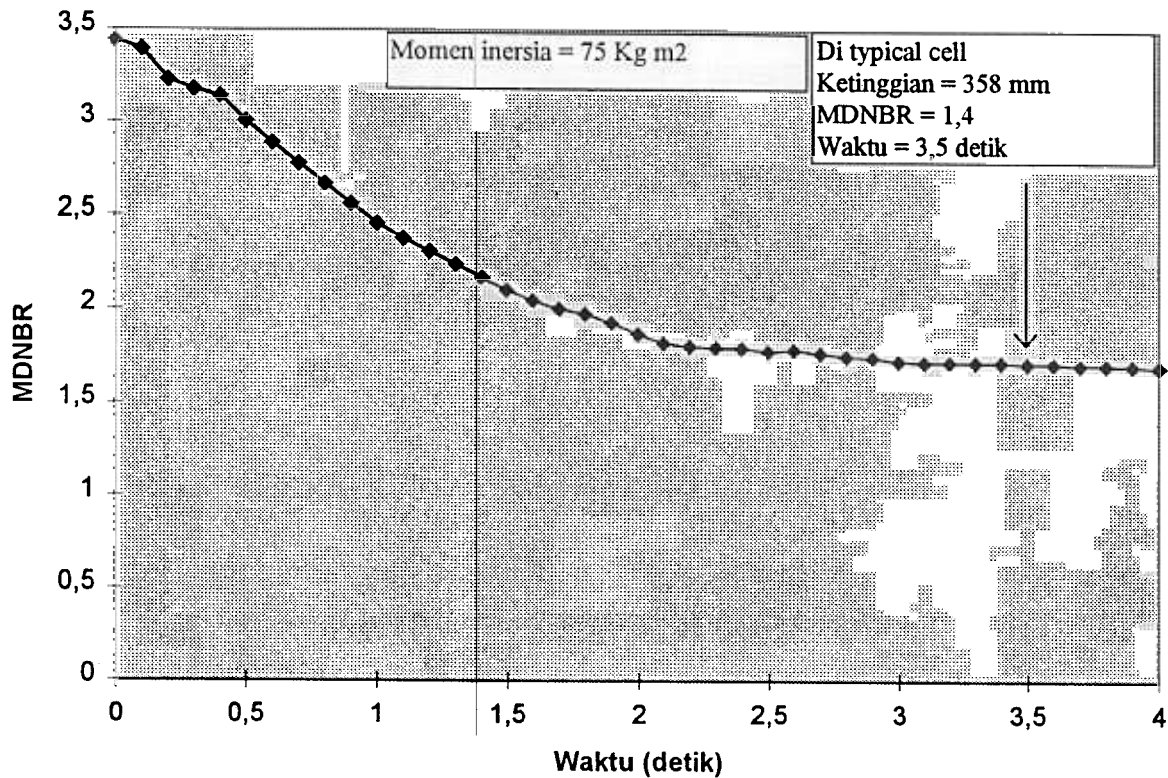
HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil analisis momen inersia pompa pendingin utama RSG-GAS pada LOFA dengan

nilai 81 kg m² dan 75 kg m² terhadap MDNBR selama pompa skrem seperti ditunjukkan pada Gambar 5a dan Gambar 5b.



Gambar 5a. Hasil Momen inersia 81 Kg m², untuk MDNBR terhadap waktu



Gambar 5b. Hasil Momen inersia 75 Kg m², untuk MDNBR terhadap waktu

Dari hasil tersebut dapat diketahui bahwa pengaruh nilai momen inersia sebesar 75 kg m² terhadap MDNBR dengan korelasi W-3 adalah sebesar 1,4 pada ketinggian 2,379 m di typical cell setelah 3 detik dari pompa skrem. Hasil MDNBR tersebut masih di dalam kriteria keselamatan karena lebih besar dari pada batas minimum yang di ijinakan yaitu 1,3. Langkah berikutnya dilakukan penaikan interval 1 kg m² sampai dengan 81 kg m² maka hasil MDNBR yang diperoleh yaitu sebesar 1,6 pada ketinggian 2,379 m di typical cell setelah 3,5 detik dari pompa skrem. Dari hasil pengaruh nilai momen inersia tersebut terhadap MDNBR menunjukkan bahwa pada waktu pompa skrem maka laju alir pendingin menurun dengan cepat dan daya menurun dengan cepat. Hal ini dikarenakan koefisien kerapatan daya teras tinggi.

KESIMPULAN

Dari hasil yang diperoleh dengan metode di atas, menunjukkan bahwa untuk tidak terjadinya akhir pendidihan inti selama pengoperasian teras reaktor RSG-GAS pada kondisi LOFA karena pompa pendingin utama padam (*trip*), nilai momen inersia pompa pendingin utama tidak boleh lebih kecil dari 75 kg m².

DAFTAR PUSTAKA.

1. *MPR-30 safety analysis report, rev.6. BATAN/ineteratom, 1989.*
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. Le Tourneau,B.W.et al.,*Critical Heat Flux, W-3-NP-1933, (1981).*
4. Transient flow tests for MPR-30 with 5th core, June 21, 1991

PERTANYAAN

Penanya : Hudi Hastowo

Usul :

Untuk memperbaiki tampilan hasil, usahakan agar dibuat grafik MDNTR us I (kgm^2), Data/gambar yang ada kurang visual/menggambarkan informasi yang diminta.