

Desain Reaktor Nuklir Bermoderator Air Berat Berpendingin Uap Panas Lanjut yang Memiliki Sifat Keselamatan Melekat

Andang Widi Harto¹⁾ dan Muslim²⁾

¹⁾Jurusan Teknik Fisika, Fakultas Teknik UGM, Jalan Grafika No 2, Yogyakarta 55281

²⁾Jurusan Fisika, Fakultas MIPA UGM, Sekip Utara Kotak Pos : BLS 21, Yogyakarta 55281

Abstract

The problem of positive power feedback in the recent PHWR-CANDU design will be overcome by the use of "dual moderator concept", in which two moderator systems are used, i.e. a main moderator outside the calandria tube and an annular moderator inside the annular space. The numerical calculations have been performed for two core design namely HWR-DM-ST and HWR-DM-X1 which can reach burn up of 16000 and 17500 MWd / ton U respectively. The results for the two designs is that the values of k at fully annular moderator filling condition are 1.0054 (HWR-DM-ST) and 1.0019 (HWR-DM-X1), while at completely empty annular moderator condition are 0.9634 (HWR-DM-ST) and 0.9143 (HWR-DM-X1). The decreasing of coolant flow rate from 3043 kg/s to 853 kg/s gives a decreasing of k values of 0.0109 (HWR-DM-ST) and 0.0232 (HWR-DM-X1). The increasing of inlet coolant enthalpi from 2950 kJ/kg to 3175 kJ/kg gives a decreasing of k values of 0.0074 (HWR-DM-ST) and 0.0239 (HWR-DM-X1). Thus it can be summarized that these HWR-DM designs have negative power reactivity feedback. These designs can achieve a thermal efficiencies of 38,5 % with the fuel utilizations of 120,75 and 110,52 kg of natural uranium / kWe-year for HWR-DM-ST and HWR-DM-X1 respectively.

Keywords : PHWR-CANDU, dual moderator concept

1. Pendahuluan

Reaktor Nuklir CANDU dirancang oleh AECL (*Atomic Energy of Canada Limited*). Desain ini memiliki kelebihan dan kekurangan dibanding dengan desain PLTN lainnya. Keunggulan reaktor CANDU adalah :

- menggunakan moderator D₂O dan bahan bakar uranium alam oksida;
- *on power refueling*
- memiliki daya spesifik rendah;
- moderator bersuhu dan bertekanan rendah (Bereznai, 1998);
- moderator menjadi *heat sink* saat LOCA (Snell dan Webb, 1998);
- batang kendali disisipkan pada moderator dingin bertekanan rendah;

- memiliki dua sistem *shutdown* terpisah tetapi masih aktif (Bereznai, 1998), yaitu menggunakan batang penyerap neutron dan injeksi Gd-nitrat ke moderator.

Kekurangan desain CANDU ialah memiliki koefisien umpan balik *void* pendingin yang positif, sistem *shutdown* aktif dan efisiensi termal rendah. Pendidihan pendingin akan mengeraskan spektrum neutron cepat pada saluran bahan bakar sehingga mengurangi serapan resonansi dan menambah fisi cepat. Hal ini akan menambah reaktivitas, meningkatkan laju reaksi fisi dan daya. Kedua sistem *shutdown* aktif yang telah diuraikan masih berpeluang gagal. Penggunaan pendingin air berat bertekanan yang suhunya dibatasi berdasarkan tekanan yang mampu ditoleransi sistem primernya menyebabkan efisiensi termal rendah.

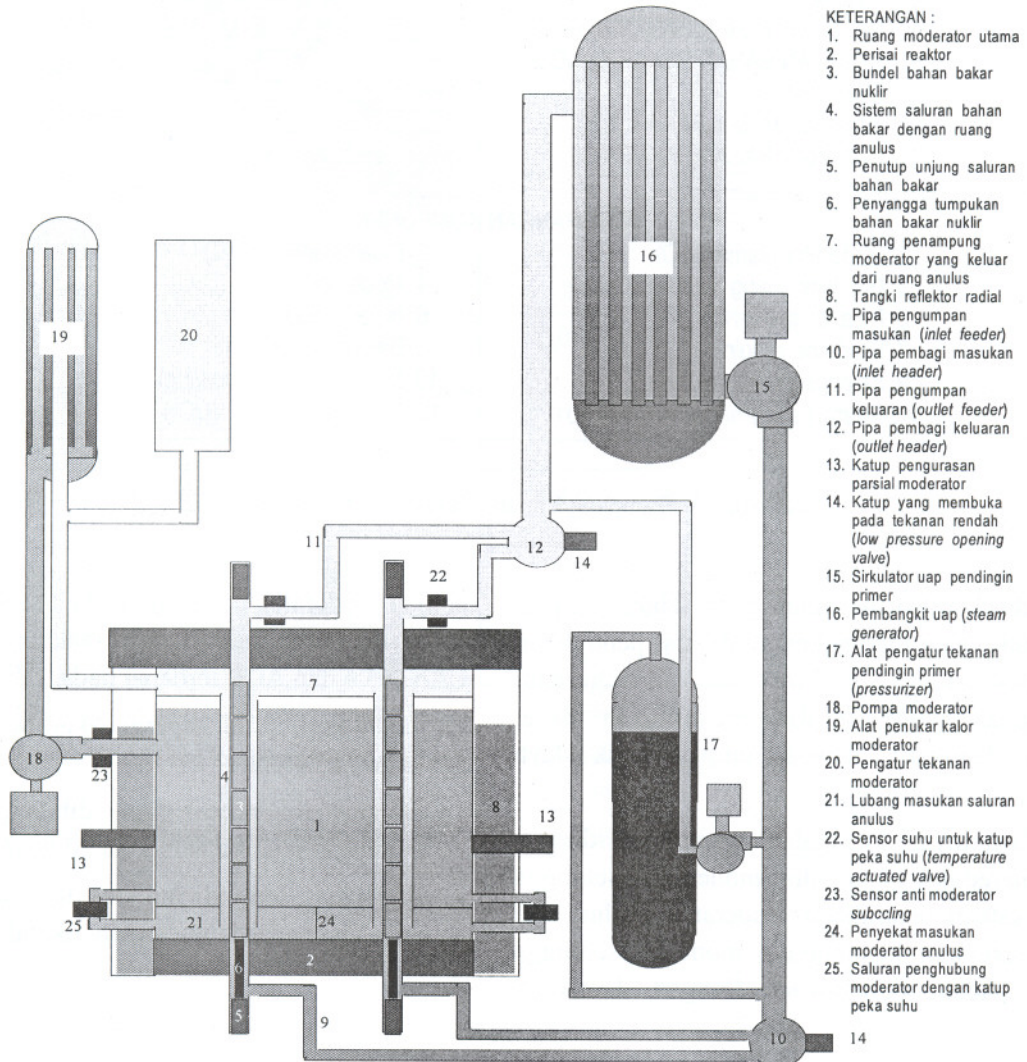
Kesulitan-kesulitan ini akan diatasi dengan konsep moderator ganda. Gambar 1 menunjukkan skema konsep ini. Gambar 2 menunjukkan tampang lintang saluran bahan bakar konsep ini, dibandingkan dengan saluran bahan bakar CANDU dan ACR.

Pada konsep ini, diameter pipa calandria diperbesar sementara diameter pipa tekan dan jarak kisi antara saluran dipertahankan sama dengan pada CANDU. Pada ujung masukan saluran, dibuat lubang-lubang pada pipa calandria sehingga D₂O dari ruang moderator utama dapat memasuki ruang anulus.

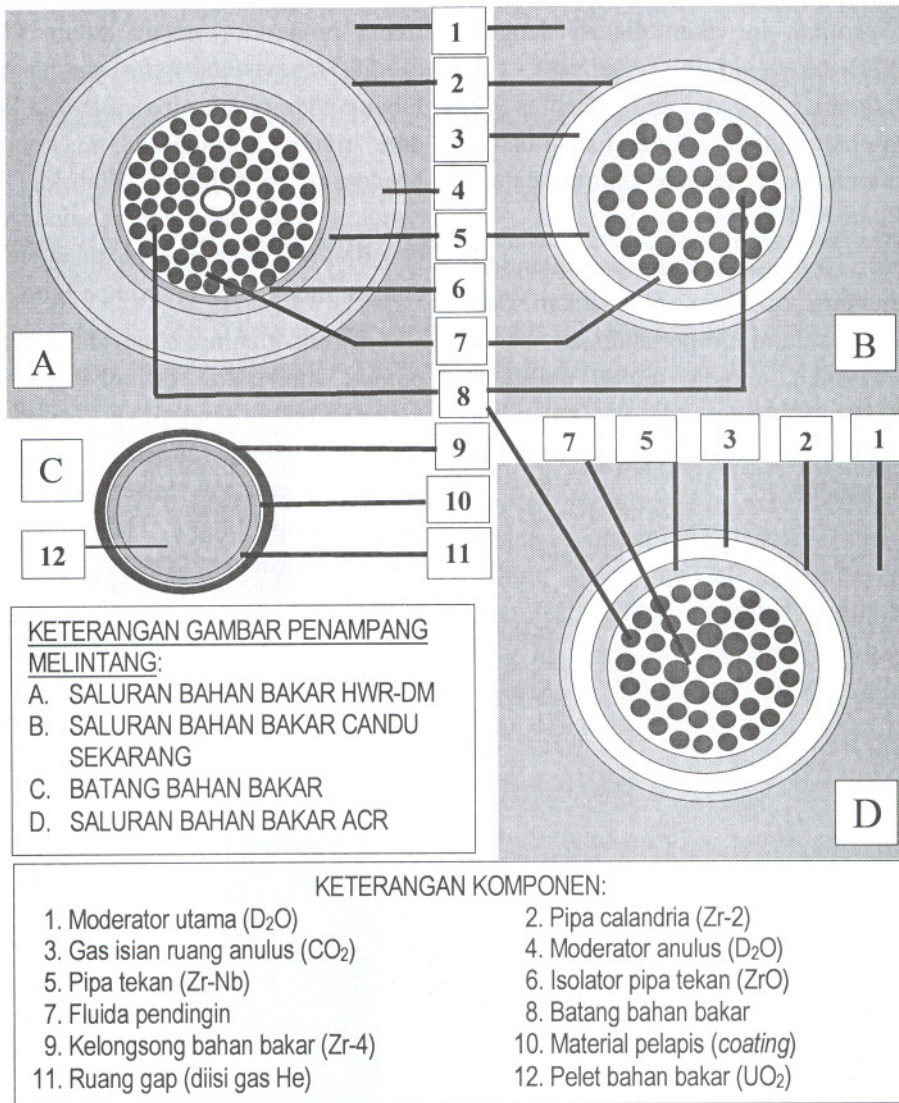
Sejumlah kecil kalor tetapi cukup dizinkan berpindah dari pendingin ke moderator anulus melalui pipa tekan. Moderator bersirkulasi dari

ruang moderator utama dalam kondisi cair sub dingin, memasuki ruang anulus melalui lubang-lubang pada ujung pipa calandria kemudian keluar dari ruang anulus dalam kondisi dua fase. Moderator selanjutnya dialirkan ke suatu alat penukar kalor sehingga menjadi cair sub dingin dan dialirkan kembali ke ruang moderator utama dengan menggunakan pompa moderator.

Untuk meningkatkan daya reaktor, kapasitas pompa moderator ditingkatkan. Hal ini akan mengurangi pendidihan moderator anulus sehingga reaktor superkritis dan dayanya naik sampai mencapai kesetimbangan ($k=1$) pada tingkat lebih tinggi. Hal sebaliknya dilakukan untuk menurunkan daya.



Gambar 1 Skema Reaktor HWR lanjut dengan Konsep Moderator Ganda



Gambar 2 Tampang Lintang Teras Reaktor HWR Lanjut

Pada kondisi pemanasan berlebih, peningkatan suhu akan meningkatkan derajat pendidihan moderator anulus. Hal ini akan mengurangi kemampuan moderasi dan menurunkan daya. Dengan demikian, dicapai umpan balik daya negatif.

Selanjutnya, kegagalan pompa moderator akan mereduksi laju alir moderator sehingga meningkatkan pendidihan moderator anulus. Hal ini menurunkan kemampuan moderasi sehingga reaktor padam (*shutdown*). Dengan demikian,

pompa moderator dapat digunakan sebagai sistem *shutdown*. Data-data desain reaktor HWR-DM, CANDU 6 dan ACR terdapat pada Tabel 1.

Pada konsep ini, dipergunakan pendingin uap panas lanjut karena :

- Umpan balik positif dapat dihilangkan, sebab pendingin selalu dalam kondisi *void*.
- Sifat-sifat termodinamika dan perpindahan kalor uap panas lanjut sudah diketahui.

Tabel 1. Data desain reaktor HWR-DM, CANDU-6 dan ACR

Parameter reaktor		HWR-DM		ACR (www.aecntechnologies.com)	CANDU-6 (Bereznai, 1998)
		HWR-DM-ST	HWR-DM-X1		
Teras reaktor keseluruhan	Daya termal (MWth); Jumlah saluran	1129; 344		2100; 380	2151; 380
	Daya listrik netto (MWe); Efisiensi (%)	440; 38,54	438; 38,47	700; 33,3	630; 32,0
	Diameter aktif (m); Panjang aktif (m)	6,3; 5,0		4,6; 6,0	6,6; 6,0
	Jarak kisi (cm); Susunan kisi	30; persegi		21; persegi	30; persegi
	Tebal reflektor radial (m); Material	1,0; D ₂ O	0,5; D ₂ O	0,5; D ₂ O	0,5; D ₂ O
	<i>Burn up</i> (MWd/ton U); Pengkayaan (%)	16000; 1,2	17500; 1,2	24000; 2,0	8000; 0,71
	Kebutuhan U-alam (kg/MW tahun)	120,2	110,2	159,8	145,6
	Diameter pelet (mm); Material	7,50; UO ₂		9,0 (A); 10,8 (B); UO ₂	10,82; UO ₂
	Material kelongsong (<i>sheath</i>)	Zirkaloy 4		Zirkaloy 4	Zirkaloy 4
	Tebal kelongsong (mm); Tebal gap (mm)	0,4; 0,1		0,38; 0,1	0,38; 0,1
	Kandungan U ²³⁵ ; Pu fisil keluar (%)	0,20; 0,32	0,17; 0,33	0,23; 0,27	0,23; 0,27
Bundel	Jumlah batang per bundel	72 + 1 <i>tie rod</i>		43 (35A+8B)	37
	Diameter luar (mm); Panjang (mm)	102,5; 495,0		102,5; 495,0	102,5; 495,0
Saluran bahan bakar	Diameter dalam pipa tekan (mm)	103,4		103,4	103,4
	Tebal isolator pipa tekan (mm); Material	4,15; ZrO		-	-
	Tebal pipa tekan (mm); Material	4,80; Zr-Nb		4,16; Zr-Nb	4,16; Zr-Nb
	Tebal ruang anulus (mm); Material	29,0; D ₂ O		10; CO ₂	10; CO ₂
	Tebal pipa calandria (mm); Material	2,0; Zirkaloy 2		2,0; Zirkaloy 2	2,0; Zirkaloy 2
	Jumlah bundel per saluran; orientasi	10; Vertikal		12; Horizontal	12; Horizontal
Pendingin	Material; kondisi operasi	H ₂ O; <i>superheat</i>		H ₂ O; <i>subcooled</i>	D ₂ O; <i>subcooled</i>
	Suhu masukan (°C); keluaran (°C)	387,0; 522,8		266,5; 325,0	266,5; 310,0
	Tekanan masukan (bar); keluaran (bar)	135,0; 123,0		117,0; 100,0	117,0; 100,0
	Laju aliran per saluran; total (kg/detik)	7,10; 2463		24,0	24,0
Moderator	Laju aliran total (kg/detik); Material	898; D ₂ O		1064; D ₂ O	; D ₂ O
	Suhu masuk ke ; keluar calandria (°C)	121,5 (cair); 134,3 (2 fasa)		43,3 (cair); 71,0 (cair)	43,3 (cair); 71,0 (cair)
	Tekanan masukan (bar); keluaran (bar)	3,60; 3,40		atmosferik	atmosferik

2. Fundamental

Dalam reaktor nuklir terjadi reaksi fisi (El Wakil, 1978, halaman 13) :



Dalam hal ini ${}_0^1\text{n}$ adalah neutron, X1 dan X2 adalah isotop hasil fisi dan ν adalah jumlah neutron hasil fisi rata-rata. Neutron baru hasil fisi dapat digunakan untuk memicu fisi berikutnya, sehingga terjadi reaksi berantai. Terdapat dua masalah, yaitu :

- neutron hasil fisi berenergi rata-rata 2 MeV sedangkan neutron pemicu fisi berenergi rata-rata beberapa puluh meV (mili elektron volt) (Lamarsh, 1966);
- supaya laju reaksi konstan, jumlah neutron per generasi harus sama (Lamarsh, 1966).

Untuk mengatasi masalah pertama, diperlukan proses moderasi. Efektivitas moderator dinyatakan sebagai perbandingan moderasi (M_M) :

$$M_M = \xi \frac{\sigma_s}{\sigma_a} \quad (2)$$

Besaran ξ dan σ menyatakan penurunan letargi rata-rata per benturan dan tampang lintang mikroskopis (barn). Indeks s dan a menyatakan hamburan dan serapan.

Masalah kedua diatasi dengan melakukan perhitungan interaksi neutron dalam teras reaktor. Pada dasarnya, terdapat interaksi hamburan dan serapan. Interaksi hamburan terjadi akibat benturan neutron dengan isotop tanpa menghasilkan transmudasi inti. Interaksi serapan terdiri dari interaksi pembelahan (fisi) dan interaksi serapan radiasi. Laju reaksi neutron dengan isotop j dirumuskan sebagai (Lamarsh, 1966):

$$F_{sj} = N_j \sigma_{sj} v n = \sum_{sj} \phi; \quad (3)$$

$$F_{aj} = N_j \sigma_{aj} v n = \sum_{aj} \phi; \quad (4)$$

$$F_{cj} = N_j \sigma_{cj} v n = \sum_{cj} \phi; \quad (5)$$

$$F_{fj} = N_j \sigma_{fj} v n = \sum_{fj} \phi. \quad (6)$$

Dalam hal ini F , N , v , n , Σ dan ϕ menyatakan laju interaksi (interaksi/cm³/detik), kerapatan isotop (isotop/cm³), laju gerak neutron (m/detik), kerapatan neutron (neutron/cm³), tampang lintang interaksi makroskopis (1/cm) dan fluks neutron (neutron/cm²/detik). Indeks s , a , c dan f menyatakan hamburan, serapan total, serapan radiasi dan fisi.

Kerapatan isotop pada suatu medium dapat dihitung dengan

$$N = \frac{\rho}{A} 6,023 \times 10^{23}; \quad (7)$$

dengan ρ adalah rapat massa (g/cm³).

Karena rentang energi neutron besar, digunakan besaran letargi (u)

$$u = \ln(E_0/E); \quad (8)$$

dengan E dan E_0 menyatakan energi neutron dan energi referensi.

Distribusi fluks neutron pada letargi u pada waktu t dirumuskan dengan persamaan difusi neutron yaitu (ANL 5800, 1963)

$$\begin{aligned} & \nabla \cdot D(u, \vec{r}) \nabla \phi(u, \vec{r}, t) - \\ & \left(\sum_a(u, \vec{r}) + \int_{u' > u} \Sigma(u \rightarrow u', \vec{r}) du' \right) \phi(u, \vec{r}, t) + \\ & \int_0^{u' < u} \Sigma(u' \rightarrow u, \vec{r}) \phi(u', \vec{r}, t) du' + \\ & (1 - \beta) \chi(u) \int_0^{\infty} \nu(u') \Sigma_f(u', \vec{r}) \phi(u', \vec{r}, t) du' \\ & + \sum_{k=1}^K \lambda_k C_{C,k}(\vec{r}, t) \kappa_k(u) = \frac{1}{v(u)} \frac{\partial}{\partial t} \phi(u, \vec{r}, t). \end{aligned} \quad (9)$$

Besaran, D , r , t , β , $\chi(u')$, $\nu(u')$, λ , C_C dan κ menyatakan konstanta difusi (cm), vektor posisi (cm), waktu (detik), fraksi neutron tunda (kasip) total, fraksi neutron hasil fisi, jumlah neutron hasil fisi pada letargi u' , tetapan peluruhan prekursor neutron kasip (1/detik), konsentrasi prekursor neutron kasip (isotop/cm³) dan fraksi neutron kasip pada letargi u .

Suku pertama pada persamaan 9 menyatakan difusi neutron. Suku kedua menyatakan penghilangan neutron akibat serapan dan moderasi ke letargi lebih tinggi. Suku ketiga menyatakan neutron yang masuk ke letargi u akibat moderasi pada letargi lebih rendah. Suku keempat dan kelima menyatakan laju pembangkitan neutron serempak dan neutron tunda. Neutron tunda dipancarkan oleh radioisotop hasil fisi yaitu prekursor neutron tunda beberapa saat setelah fisi. Konsentrasi prekursor neutron tunda kelompok k adalah (Duderstadt dan Hamilton, 1978)

$$\beta_k \int_0^{\infty} \nu(u') \Sigma_f(u', \vec{r}) \phi(u', \vec{r}, t) du' - \lambda_k C_{C,k}(\vec{r}, t) = \frac{\partial}{\partial t} C_{C,k}(\vec{r}, t) \quad (10)$$

dan $\beta = \sum_{k=1}^K \beta_k$.

Laju pembangkitan kalor bahan bakar adalah (El Wakil, 1978)

$$q'''(\vec{r}, t) = E_F K_E \int \left(\sum_j \Sigma_{fj}(u') \right) \phi(u', \vec{r}, t) du' \quad (11)$$

Besaran q''' , E_F dan K_E adalah laju pembangkitan kalor bahan bakar (W/m³), energi rerata per fisi (MeV) dan faktor konversi ($6,021 \times 10^{-13}$ J/MeV).

Persamaan termohidrolik untuk komponen fluida seperti pendingin, moderator utama dan moderator anulus adalah (Todreas dan Kazimi, 1990):

$$\frac{\partial \rho_j}{\partial t} + \frac{\partial G_j}{\partial z} = 0; \quad (12)$$

$$\frac{\partial G_j}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{G_j^2}{\rho_j} \right) = - \frac{\partial p}{\partial z} - \frac{f_j \psi_j G_j |G_j|}{2D_{e,j} \rho_j} - \rho_j g; \quad (13)$$

$$\rho_j \frac{\partial h_j}{\partial t} + G_j \frac{\partial h_j}{\partial z} = q''_j \frac{C_{h,j}}{A_{z,j}} + \left. \frac{\partial p_j}{\partial t} + \frac{G_j}{\rho_j} \left(\frac{\partial p_j}{\partial z} + \frac{f_j \psi_j G_j |G_j|}{2D_{e,j} \rho_j} \right) \right. \quad (14)$$

Dalam hal ini ρ , G , z , p , f , ψ , D_e , g , h , q'' , P_h dan A_z menyatakan kerapatan massa (kg/m³), fluks aliran (kg/m²/detik), posisi aksial (m), tekanan (N/m²), faktor gesekan, faktor koreksi gesekan dua fasa, diameter ekivalen (m), percepatan grafitasi (m/detik²), entalpi fluida (J/kg), fluks panas dinding (W/m²), perimeter sentuhan (m) dan luas penampang aliran (m²). Indeks j menyatakan jenis fluida.

Persamaan transfer kalor bahan bakar, kelongsong, isolator pipa tekan, pipa tekan, isolator pipa calandria dan pipa calandria adalah (Lahey dan Moody, 1975)

$$c_{p,j} \rho_j \frac{\partial T_j}{\partial t} = \nabla \cdot [k_j \nabla T_j] + q_j''' \quad (15)$$

Besaran c_p , ρ , T dan k menyatakan kalor jenis (J/kg/K), densitas massa (kg/m³), suhu (°C) dan konduktifitas panas (W/m/K). Indeks j menyatakan jenis material.

3. Metodologi

Penelitian dilakukan dengan menyelesaikan persamaan 9 sampai persamaan 15 dan persamaan keadaan fluida dengan metode beda hingga untuk kondisi normal, pengurangan laju aliran mode-

rator, kenaikan entalpi pendingin dan pengurangan laju aliran pendingin. Telah dibuat program DUALMOD dalam bahasa Delphi untuk melakukan perhitungan tersebut. Program ini memiliki sub program CRITICAL untuk perhitungan neutronik, CBURNUP untuk perhitungan burn up bahan bakar dan ALLCHAN serta HOTCHAN untuk perhitungan perpindahan panas.

4. Hasil dan Pembahasan

Perhitungan neutronik dengan sub program CRITICAL dan CBURNUP menunjukkan reaktor dapat mencapai *burn up* 16000 dan 17500 MWd/ton U untuk HWR-DM-ST dan HWR-DM-X1. Sub program CRITICAL telah diverifikasi dengan paket program SRAC dan berselisih 3 %. Perhitungan dengan sub program HOTCHAN menunjukkan bahwa suhu maksimum bahan bakar adalah 1389 °C untuk HWR-DM-ST dan 1453 °C untuk HWR-DM-X1 (dibawah titik leleh, 2845 °C (Weisman, 1977, halaman 450)), suhu maksimum kelongsong adalah 614 °C untuk HWR-DM-ST dan 629 °C untuk HWR-DM-X1 (dibawah suhu perubahan fasa, 862 °C (Tong dan Weisman, 1970, halaman 67)) sedangkan suhu maksimum kontak pelet bahan bakar dan kelongsong adalah 633 °C untuk HWR-DM-ST dan 649 °C untuk HWR-DM-

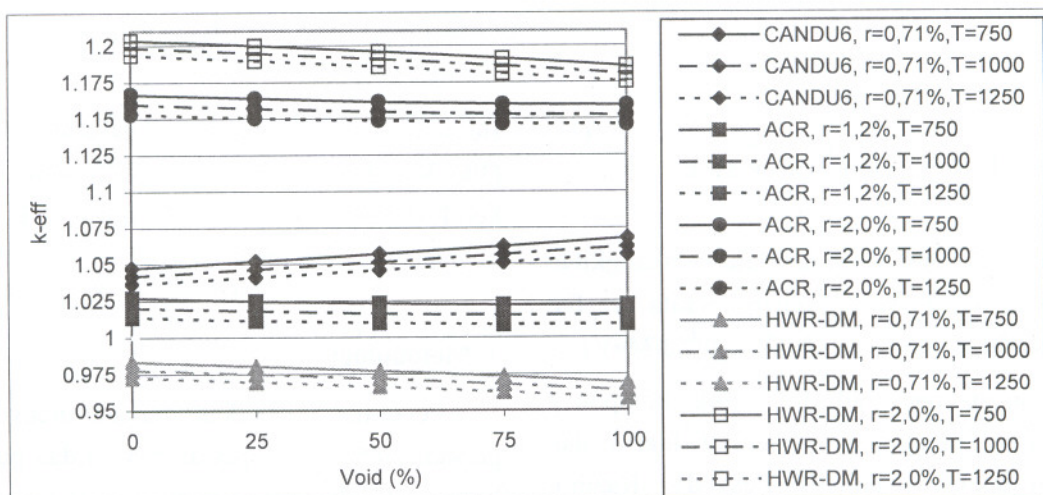
X1 (di bawah suhu awal interaksi, 675 °C (Tong dan Weisman, 1970).

Perilaku HWR-DM dibandingkan dengan perilaku CANDU dan ACR

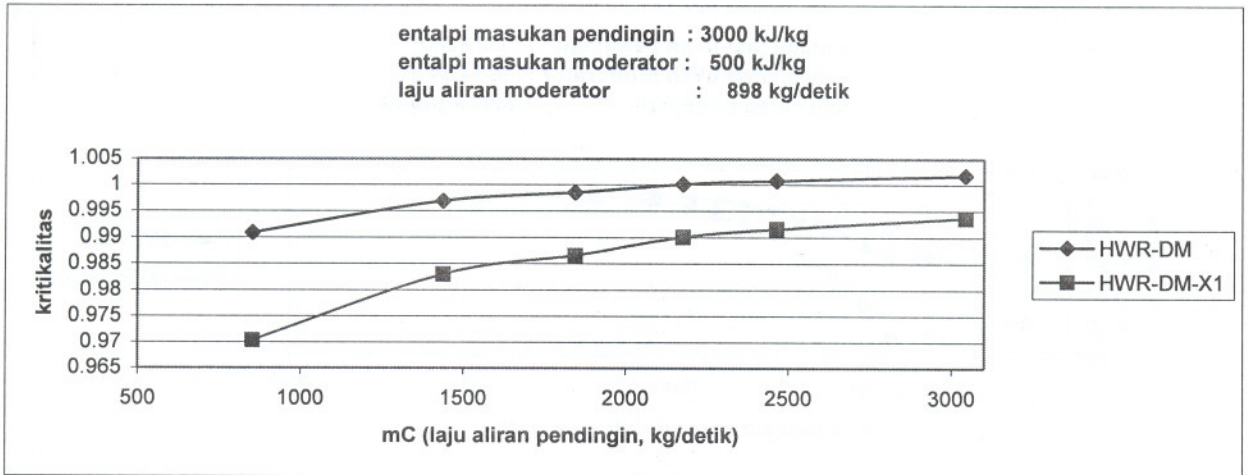
Pengaruh suhu bahan bakar, *void* pendingin (untuk CANDU 6 dan ACR) dan *void* moderator anulus (untuk HWR-DM) telah dihitung dengan paket program SRAC. Hasil perhitungan tersebut terdapat pada Gambar 3. CANDU 3 memiliki koefisien *void* pendingin positif, ACR memiliki koefisien *void* pendingin sedikit negatif, sedangkan HWR-DM memiliki koefisien *void* moderator anulus negatif.

Pengaruh pengurangan laju aliran pendingin terhadap k

Pengurangan laju aliran pendingin akan meningkatkan entalpi pendingin, suhu bahan bakar dan pendidihan moderator anulus. Hal ini mengurangi moderasi, meningkatkan serapan epitermal, menurunkan k dan memberi efek reaktifitas negatif. Hasil perhitungan pengaruh variasi laju aliran pendingin pada daya normal (1129 MW) terhadap k terdapat pada Gambar 4.



Gambar 3 Perilaku neutronik desain CANDU 6, ACR dan HWR-DM



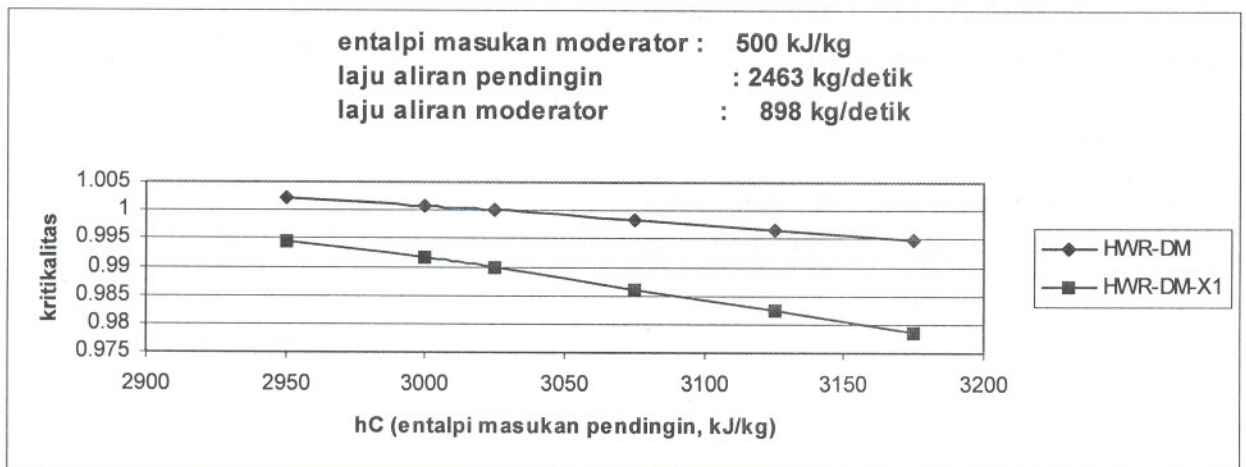
Gambar 4 Hubungan k terhadap laju aliran pendingin pada kondisi racun setimbang.

Pengaruh kenaikan entalpi masukan pendingin terhadap kekritisan

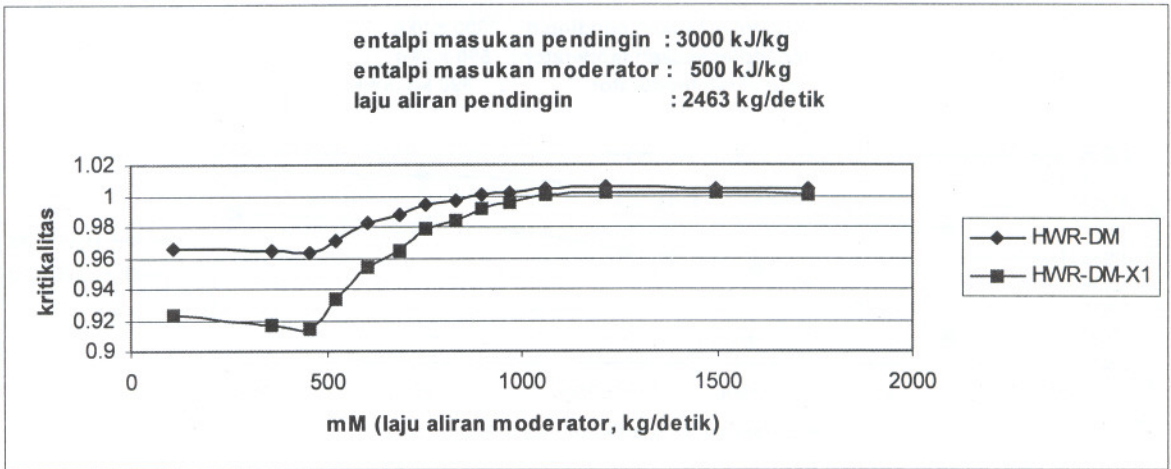
Kenaikan entalpi masukan pendingin pada laju aliran dan daya tetap akan meningkatkan suhu pendingin, suhu bahan bakar, pendidihan moderator anulus. Hal ini akan meningkatkan serapan epitermal, menurunkan k dan memberi efek reaktifitas negatif. Hasil perhitungan pengaruh variasi entalpi masukan pendingin pada daya normal (1129 MW) terhadap k dapat dilihat pada Gambar 5.

Pengaruh pengurangan laju aliran moderator terhadap kekritisan

Penurunan laju aliran moderator akan meningkatkan derajat pendidihan moderator anulus. Peningkatan pendidihan moderator akan mengurangi efek moderasi dan menggeser spektrum neutron termal ke energi neutron lebih tinggi sehingga menambah serapan neutron epitermal. Hal ini akan menurunkan k reaktor dan memberi efek reaktifitas negatif. Gambar 6 menunjukkan pengaruh laju aliran moderator pada daya normal (1129 MW).



Gambar 5 Hubungan k terhadap entalpi pendingin pada kondisi racun setimbang.



Gambar 6 Hubungan k terhadap laju aliran moderator pada kondisi racun setimbang.

Penggunaan bahan bakar

Penggunaan bahan bakar dirumuskan dengan:

$$KF = \frac{365,25 \times 1000}{\eta_E \eta_F \eta_T B_U} \left(\frac{r_E - r_D}{r_0 - r_D} \right); \quad (16)$$

Besaran KF , r_E , r_D , r_0 , η_E , η_T , η_F dan B_U adalah kebutuhan bahan bakar (kg U-alam / MWe-tahun), pengkayaan bahan bakar baru, fraksi massa U-235 sisa pengkayaan (0,2 %), fraksi massa U-235 uranium alam (0,71 %), efisiensi pengkayaan (0,98), efisiensi konversi, efisiensi fabrikasi (0,98) dan burn up (MWd / ton U). Nilai KF berbagai desain reaktor terdapat pada Tabel 2. Terlihat bahwa HWR-DM hemat bahan bakar.

5. Kesimpulan

Berdasarkan pembahasan di atas, dapat disimpulkan bahwa desain HWR-DM-ST dan

HWR-DM-X1 memiliki keunggulan-keunggulan sebagai berikut :

- umpan balik daya negatif, *burn up* tinggi serta hemat bahan bakar;
- memenuhi persyaratan non proliferasi nuklir (pengkayaan rendah, $r = 1,2$ %);
- gagal aman (setiap kegagalan pendingin dan moderator menurunkan nilai k);
- prosedur pengaturan daya sederhana (dengan mengatur laju aliran moderator);
- ekskursi daya dibatasi dengan kemampuan sistem pompa moderator;
- mempunyai lebih dari satu sistem *shutdown* pasif;

Tabel 2 Perbandingan penggunaan bahan bakar (kg U-alam / MWe-tahun energi listrik) pada beberapa desain reaktor termal berbahan bakar uranium tanpa torium atau plutonium

Jenis reaktor	Pengkayaan awal teras setimbang (%)	Burn up (MW hari / ton U)	Efisiensi konversi (%)	KF (kg U-alam / MWe-tahun)	Pustaka	Keterangan
PWR (mode operasi normal)	2,90	33000	35,0	174,32	1	Reaktor sudah beroperasi
PWR (mode <i>burn up</i> tinggi)	4,00	55000	35,0	147,21	1	Reaktor sudah beroperasi
PWR-SC	5,00	82000	38,5	113,37	2	Perhitungan teoritis
BWR (mode operasi normal)	2,50	29000	35,0	169,00	1	Reaktor sudah beroperasi
CANDU (mode operasi normal)	0,71	8000	31,6	145,59	3	Reaktor sudah beroperasi
CANDU (dengan RU / SEU)	0,90	14000	31,6	117,99	3	Perhitungan teoritis
CANDU (dengan SEU)	1,20	20000	31,6	117,99	3	Perhitungan teoritis
ACR	2,00	24000	34,0	159,79	4	Perhitungan teoritis
HWR-DM-ST	1,20	16000	38,5	120,75	5	Perhitungan teoritis
HWR-DM-X1	1,20	17500	38,5	110,52	5	Perhitungan teoritis
Keterangan istilah			Keterangan sumber pustaka			
PWR	: <i>Pressurized Water Reactor</i>		1	: Djokolelono, 1986 halaman 360 –363		
PWR-SC	: <i>Pressurized Water Reactor – Supercritical Pressure Coolant</i>		2	: Biddinika, 2004, halaman 24		
BWR	: <i>Boiling Water Reactor</i>		3	: Boczar, 1999, halaman 33		
CANDU	: <i>Canadian Deuterium Uranium – Pressurized Heavy Water Reactor</i>		4	: www.aecltechnologies.com		
ACR	: <i>Advanced CANDU Reactor</i>		5	: Penelitian ini		
HWR-DM	: <i>Heavy Water Reactor – Dual Moderator</i>					
RU	: <i>Recycled Uranium</i>					
SEU	: <i>Slight Enriched Uranium</i>					

Daftar Pustaka

ANL-5800 Argonne National Laboratory, 1963, *Reactor Physics Constants*, 2nd-ed, United States Atomic Energy Commission

Biddinika, M. K., 2004, *Analisis Neutronik Teras Reaktor Air Bertekanan Superkritik dengan Bahan Bakar Uranium Oksida*

Bereznaï, G., 1998, *Nuclear Power Plant System and Operation – Reference Text*, Department of Nuclear Technology, Faculty of Engineering, Chulalongkorn University, Bangkok

Boczar, P. G., 1999, *CANDU Fuel and Fuel Cycles*, *AECL's Technical Orientation October 1999*, AECL

Djokolelono, M., 1986, *Sistem Pembangkit Uap Nuklir, Pengantar Ilmu Pengetahuan dan*

Teknologi Nuklir, Badan Tenaga Atom Nasional, Jakarta

Duderstadt, J. J. and Hamilton, L. J., 1976, *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley and Sons, New York

El Wakil, M. M., 1978, *Nuclear Heat Transport*, American Nuclear Society, Illinois

Hedges, K. R. and Yu, S. K. W., 1998, *Next Generation CANDU Plants*, *1998 Pacific Basin Nuclear Conference Proceeding*, p.p. 729-735

Lahey, R. T. and Moody, F. J., 1975, *The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor*, American Nuclear Society

Lamarsh, J. R., 1966, *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison - Wesley Publishing Company, Inc., Massachusetts

- Snell, V. G. and Webb, J. R., 1998, CANDU-9 – The CANDU Product to Meet Customer and Regulator Requirements Now and in the Future, *1998 Pacific Basin Nuclear Conference Proceeding*, p.p. 1445-1453
- Todreas, N. E. and Kazimi, M. S., 1990, *Nuclear System II – Elements of Thermal Hydraulics Design*, Hemisphere Publishing Corporation, New York
- Tong, L. S. and Weisman, J., 1970, *Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors*, American Nuclear Society
- Weisman, J., 1977, *Elements of Nuclear Reactor Design*, Elsevier Scientific Publishing Company, New York
- Anonim, 2004, Advanced CANDU Reactor (ACR), www.aecntechnologies.com.