

## PERKEMBANGAN REAKTOR MAJU

Soleh Soediredja

Badan Tenaga Atom Nasional

### PENDAHULUAN

Dalam bulletin IAEA vol. 26 tahun 84, dalam artikel dengan judul "Options for the ion term", yang ditulis oleh L. Konstantinov dan H. Juergen Laue, disebutkan bahwa Reaktor Maju adalah reaktor yang mempunyai kemampuan memanfaatkan bahan bakar secara lebih tinggi dari pada reaktor komersil yang beroperasi dewasa ini, serta reaktor yang dapat memanfaatkan energi secara lebih luas disamping untuk listrik.

#### Jadi Ke Dalam Reaktor Maju Tercakup

- i. Reaktor dalam bentuk konverter maju atau reaktor pembiak yang melakukan pengulangan daur Pu-239 dan U-233.
- ii. Reaktor untuk memproduksi panas dalam temperatur rendah atau tinggi baik yang diperlukan untuk pemanasan perumahan (district heating) maupun untuk industri.
- iii. Satuan pembangkit Listrik nuklir dalam daya kecil yang dapat memberikan kontribusi yang berarti bagi perkembangan industri reaktor daya nuklir. Kondisi yang cocok untuk keperluan PLTN dengan satuan kecil adalah di saat terjadi pertumbuhan kebutuhan listrik yang rendah, keperluan untuk mengadakan kapasitas cadangan atau pengembalian biaya investasi (reimbursement) yang cepat.

Dalam tulisan ini uraian akan dibatasi pada 3 (tiga) jenis reaktor yang pertama, yang akan diwakili oleh :

1. Reaktor Pembiak Cepat
2. Reaktor Pembiak Thermal
3. Reaktor Temperatur Tinggi (RTT).

RTT selain ditujukan untuk mendapatkan temperatur tinggi, karena sifat reaksi neutronisnya pada temperatur tinggi lebih cocok untuk meman-

faatkan bahan fertile Th-232, maka RTT, yang dalam tulisan ini diwakili High Temperature Gas Cooled Reactor (Amerika Serikat), Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR, Jerman Barat dan Dragon (OECD, Eropah) juga mewakili konverter maju.

Reaktor pembiak maupun reaktor konverter maju, sama-sama memanfaatkan bahan fertile thorium dan Uranium-238, untuk diubah menjadi bahan Fissile U-233 dan Pu-239.

Pemanfaatan U-238 secara relatif sudah terjadi dalam semua reaktor yang menggunakan bahan bakar uranium alam maupun uranium diperkaya. Th-232 dalam pada itu meskipun cadangannya di dunia menurut taksiran sekitar 3 kali cadangan uranium, namun usaha untuk memanfaatkannya boleh dikatakan tidak selancar sebagaimana diharapkan semula. Masalahnya adalah, jangankan Thorium, Pu-239 saja yang sudah tersedia masih belum bisa dipasarkan, karena harga uraniumun telah terus turun harganya karena terjadi ketidak seimbangan antara permintaan dan penawaran, sebagai akibat dari menurunnya pasaran PLTN.

Tujuan dari pada naskah ini bukanlah untuk memberikan gambaran-gambaran tentang turunnya pasaran PLTN, tetapi untuk memberikan gambaran bagaimana konsepsi sistem kerja reaktor yang disebut diatas telah dipikirkan dan direalisasikan ke dalam bentuk nyata, dioptimalkan, ditemukan gangguan-gangguan, dicari pemecahannya di dalam rangka mendapatkan reaktor yang dapat dipercaya. Pembahasan tidak akan dilakukan secara lengkap maupun mendalam, melainkan secara garis besar saja dan beberapa contoh dari laporan.

Perkembangan reaktor membutuhkan tahap-tahap :

1. Konsep sistem dan percobaan laboratorium
2. Reaktor eksperimen atau demonstrasi
3. Prototip dan pembuatan standar (baku)



Antara satu tahap dengan tahap berikutnya dapat terjadi perubahan sistem atau komponen.

Amerika Serikat yang memulai membangun reaktor dan mengembangkan berbagai jenis, dalam tahun 1964 merasa perlu untuk membagi tingkat prioritas, khususnya dengan berhasilnya pemasangan jenis reaktor air ringan (LWR), timbul masalah penyediaan bahan bakar uranium dan jasa-jasa dalam daur bahan bakar. Prioritas pertama diletakkan pada pengembangan LWR, kemudian reaktor pembiak cepat dari jenis pendingin logam cair (Liquid Metal Fast Breeder Reactor=LMFBR).

Baru kemudian jenis lainnya seperti RTM jenis pendingin gas (High Temperature Gas Cooled Reactor = HTGR) dan Reaktor Pembiak Thermal dengan bahan bakar Garam Cair (Molten Salt Breeder Reactor = MSER).

**KONSEPSI DASAR DAN PEMILIHAN BAHAN BAKAR**

Dalam pengoperasian reaktor pembiak penting artinya parameter Ratio atau Faktor Konversi (FK) yang didefinisikan sebagai :

jumlah atom fissile yang terbentuk dari atom fertile

$$FK = \frac{\text{jumlah atom fissile yang terbentuk dari atom fertile}}{\text{jumlah atom fissile yang hilang karena fissi dan menangkap neutron}}$$

Untuk reaktor konverter dengan bahan baku dasar U-alam atau U-sedikit diperkaya (maksudnya : masih cukup banyak mengandung bahan fertile U-238), bila pembentukkan Pu-239 dapat diabaikan, akan berlaku :

$$FK = \frac{\sigma_{c1}}{\sigma_{a1}} + \epsilon \sum_{p=1}^P (1-p) \eta_s$$

X = pengkayaan

$$P = e^{-\lambda t}$$

$$P = e^{-\lambda t}$$

Persamaan di atas berlaku untuk saat pertama kali reaktor dijalankan, yaitu sebelum terjadi fissi pada U-239. Dengan berjalannya waktu U-238 akan berkurang, jadi juga FK.

Besar artinya untuk FK adalah :

$$\eta = \nu \frac{f}{a} = \nu \frac{f}{\sigma_c + G} = \frac{\nu}{\sigma_c / G + f + 1}$$

Tabel 1. Parameter reaksi neutron dengan beberapa nuklida fissile

Nuklida	Energi Thermal (0,025 eV)				Energi cepat (0,2MeV)	
	G f (barn)	$\nu$	$\eta$	$\alpha$	$\sigma_f$ (barn)	$\eta$
U-235	580	2,46	2,08	0,184	1,45	2,21
Pu-239	750	2,88	2,03	0,42	1,65	2,6
U-233	533	2,54	2,31	0,098	2,3	2,45

Untuk neutron cepat,  $\sigma_c$  akan kecil sekali, sehingga  $\eta = \nu$ . Meskipun untuk tiap nuklida, pada kecepatan neutron tinggi, akan memiliki yang tinggi, akan tetapi paling tinggi adalah untuk Pu-239. Karena itulah daur konversi U-238 - Pu paling cocok untuk sistem cepat sedangkan Th-232 - U-233 paling cocok untuk sistem thermal, dengan catatan bahwa Th-232 memiliki penampang absorpsi yang besar, sehingga dalam pembiak thermal neutron harus dihemat. Penghematan neutron dapat dilakukan dengan membuat reaktor pembiak thermal mendekati sistem homogen, selain dari pemilihan bahan-bahan reaktor yang sedikit saja menyerap neutron.

Reaktor adalah reaktor pembiak bila FK > 1. Sebagaimana tampak dalam Tabel 2, FK untuk HTGR lebih tinggi dari LWR tetapi lebih kecil dari 1, sehingga disebut konverter maju.

Tabel 2: Faktor konversi/pembiakan beberapa reaktor

Reaktor	Bahan bakar	Daur Pemulaan	Faktor Konversi	Faktor Konversi Pembiakan
BWR	2-4% berat U-235	U-238-Pu	0,6	-
PWR	2-4% berat U-235	U-238-Pu	0,6	-
CANDU	U- alam	U-238-Pu	0,8	-
HTGR	5% berat U-235	Th-232-U-233	0,8	-
LMFBR	10-20% berat Pu	U-238-Pu	-	1,0 - 1,6



Umumnya konverter menggunakan daur konversi U-238 - Pu-239, yang mendatangkan keuntungan dari segi makin banyaknya Pu-239 yang diproduksi. Seharusnya ini mendatangkan keuntungan juga bagi reaktor pembiak cepat. Akan tetapi karena program reaktor pembiak cepat mengalami keterlambatan, akhirnya dewasa ini timbul pilihan diantara disimpan saja atau digunakan untuk reaktor-reaktor thermal air ringan atau Candu seperti di atas. Penelitian penggunaan Pu-239 dalam reaktor-reaktor tersebut masih berjalan.

Pu-239 dari daur ulang, difabrikasi menjadi PuO<sub>2</sub> dan dicampuri dengan UO<sub>2</sub> dalam satu elemen bakar, yang biasa dinyatakan dengan Pu O<sub>2</sub> - UO atau MOX (Mixed Oxide Fuel). Waktu yang diperlukan sejak bahan bakar bekas dikeluarkan dari reaktor, pemisahan Pu dari bahan bakar bekas, fabrikasi dan Pu dimasukkan kembali ke reaktor (dalam bentuk bahan bakar baru), perlu diatur sesingkat mungkin, untuk memperkecil inventory keseluruhan (dalam dan luar teras) dan memperbesar waktu penggantian (doubling time).

Bila bahan bakar LWR disimpan selama 3 tahun sebelum pengolahan ulang, maka bahan bakar reaktor cepat diinginkan untuk diolah ulang dalam waktu 1 tahun, dan dapat dikembalikan ke reaktor dalam 18 bulan (diperhitungkan masing-masing 4 bulan untuk olah ulang dan fabrikasi. EBR-II di Amerika Serikat, yang dioperasikan sejak 1963 perlu dicatat karena memiliki pabrik pengolahan dengan cara pyrometalurgis dan fabrikasi secara terintegrasi. Dengan cara ini tidak akan diperlukan pengangkutan, yang selain menghemat waktu, juga memberi keuntungan dari segi keperluan tindakan keselamatan dan safeguard.

Biaya daur bakar secara relatif bisa dibandingkan dengan biaya bahan bakar LWR, yaitu meskipun biaya olah ulang dan fabrikasi, diperhitungkan per kg bahan bakar, bisa sampai 5 - 20 kali lebih besar, tetapi diperhitungkan per kw jam pembangkitan listrik bisa lebih murah.

Karena :

1. Burn-up lebih tinggi (100.000-150.000 MW hari/tonne dibandingkan dengan 30.000-45.000 Mw hari/tonne untuk LWR).
2. Kerapatan produksi panas atau "fuel rating" lebih tinggi (150 kw/kg oksida logam Pu-U dibandingkan 35 kw/kg oksida logam uranium dalam LWR).
3. Efisiensi termis lebih besar (40% terhadap 30% untuk LWR).

Perhitungan ahli-ahli Perancis dan Inggris, bila banyak reaktor cepat yang dioperasikan dalam bagian permulaan dari abad ke-21, maka biaya bahan bakar reaktor cepat akan 90% dari biaya bahan bakar LWR.

Setelah pengoperasian reaktor disesuaikan dengan pilihan daur konversi yang akan diambil maka permasalahan selanjutnya adalah pemilihan bahan moderator dan pendingin, yang merupakan bahan-bahan untuk sistem utama : kriticalitas dan pengaliran panas ke luar. Kedua macam bahan tersebut bersama bahan bakar membentuk bagian-bagian instalasi reaktor yang disebut teras dan sistem primer/sekunder. Pembahasan selanjutnya akan dibatasi pada hal tersebut.

#### TERAS DAN SISTEM PENDINGIN LMFBR

Reaktor LMFBR selkain di Amerika Serikat juga dikembangkan di beberapa negara lainnya (tabel 3). Semuanya boleh dikatakan mempunyai bentuk teras dan sistem pendingin yang sama. Perbedaan yang nyata hanya dari segi bentuk tipe kolam (poci) atau loop saja. Teras LMFBR tersusun dari assembli bahan bakar dengan penampang mempunyai bentuk geometri prisma tegak segi-6, dan tiap assembli tersusun dari elemen bakar (disebut pin) bagian dalam diisi pellet (diameter lebih kecil dari pellet LWR) dan bagian luar berupa pembungkus (cladding) stainless steel.

2 macam pellet mengisi elemen bakar : (Pu-U)O<sub>2</sub>, atau oksida campuran, berisi 10-20 % berat Pu, sisanya berupa uranium depleted.

Zat pendingin natrium cair mengalir dari arah bawah tiap assembli melalui ruangan yang berada di antara pin bakar. Dalam reaktor cepat harus dihindarkan penggunaan zat pendingin yang bersifat moderator. Untuk itulah dipilih natrium dengan A = 23. Natrium memiliki sifat mengambil panas yang baik karena panas jenisnya besar. Sehingga dengan badan yang kecil bisa mengambil panas yang besar yang memberikan keuntungan teras bisa mempunyai ukuran yang kecil.

Sebelum dipilih natrium telah diselidiki berbagai logam alkali lainnya dalam bentuk fasa cair maupun gas. Ternyata fasa cair lebih menguntungkan. Penelitian juga mencakup cara pemipaan dan penanganannya.

Natrium memiliki titik didih yang tinggi (1618oF pada 1 atm), jadi reaktor dapat dioperasikan pada temperatur tinggi dengan tekanan 1 atmosfer, tanpa sampai mendidih, sehingga tidak memerlukan bejana tekan yang tebal (berat).

Tingginya temperatur zat pendingin memungkinkan membuat uap dengan temperatur dan tekanan yang tinggi dan efisiensi termis yang tinggi. Natrium tidak korosif untuk banyak bahan struktur. Kelemahan natrium : titik cair yang diatas temperatur-kamar (208oF) mengharuskan



Natrium dipanaskan terus menerus untuk menghindarkan berubah menjadi padat, tetapi ini tidak merupakan masalah dalam operasi. Natrium adalah zat yang sangat reaktif secara kimia, meskipun dalam bentuk padat akan bereaksi dengan air dengan disertai pembangkitan panas.

Neutron yang mengenai Natrium akan menjadikan natrium radioaktif ( $Na^{24}$ ) dengan melepaskan Beta ( $T = 15$  jam). Karena hal-hal tersebut, natrium tidak dialirkan sampai ke generator uap, dan diadakan rangkaian tengah yang dialiri Natrium yang tidak radioaktif. Kemungkinan terjadinya kebocoran dalam penukar panas Natrium-Natrium, yang memindahkan zat radioaktif, adalah sangat kecil karena tekanannya kecil.

Kelayakan dasar dari Reaktor Pembiak Cepat dengan pendingin logam cair (liquid metal-cooled fast breeder reactor, IMFBR) diperoleh di Amerika Serikat pada tahun-tahun permulaan 1950, dengan pengoperasian sistem reaktor kecil seperti Clementine dan reaktor pembiak percobaan I (Experimentally breeder reactor No.1). Penelitian selanjutnya kearah pengembangan ketika itu telah direncanakan tahap-tahap pembuatan reaktor pembiak cepat, dengan daya yang makin besar: EER - I (150 kWe), EER - II (20 MWe), Enrico Fermi (61 MWe), Fast Flux test Facility (FFFF - 133 MWe), Clinch River breeder reactor (375 MWe), setelahnya baru dibangun reaktor dengan daya 1000 MWe, atau lebih besar.

Hingga tahun 1982 (dilaporkan dalam International Conference, Wina September 1982, FFFF telah beroperasi dan daya penuh dicapai Desember 1980.

Test sirkulasi alam telah mengkonfirmasi bahwa produksi panas oleh zat radioaktif (decay heat), dapat dikeluarkan dari teras hanya dengan konveksi alam dalam zat pendingin natrium, untuk menghindarkan kerusakan dalam keadaan hilangnya daya listrik.

Secara singkat hasil penelitian selama 30 tahun (hingga 1982) telah membuktikan hal-hal berikut:

- Sistem cepat dapat dioperasikan secara stabil
- Sistem cepat (reaktor cepat) terbukti dapat membangkitkan listrik, telah terbukti juga
- Kemampuannya menghadapi gangguan operasi.

Selain di Amerika Serikat program penyelidikan penggunaan reaktor cepat, juga dilakukan di Perancis, Jerman, Itali, Jepang, Inggris dan Rusia.

Dalam keadaan dewasa ini, negara Perancis lah yang paling maju, dengan Super Phenix - I yang

merupakan prototip reaktor cepat dengan ukuran komersial (1242 MWe) yang direncanakan untuk beroperasi dalam 1986.

Dari pengalaman operasi maupun percobaan-percobaan yang telah terkumpul, desain reaktor cepat sudah mengarah pada desain yang dibakukan dengan karakteristik yang sudah difahami dan dapat diramalkan. Ada 2 konsep dasar dari reaktor cepat yang dikembangkan dewasa ini, konsep kolom (=pool) dan konsep loop. Kelemahan dan keunggulan masing-masing konsep boleh dikatakan seimbang, meskipun pilihan tampaknya lebih kearah konsep kolom. Kedua konsep sama-sama menggunakan pendingin Natrium pada sistem primer dan sekunder serta Penukar Panas dari natrium ke air.

Konsep kolom menggunakan sistem pompa primer dan penukar panas antara (intermediate heat exchanger) yang berada di dalam bejana primer. Konsep ini menyediakan (memperlengkap i) sistem reaktor dengan integritas yang tinggi dalam hal kejadian kehilangan zat pendingin dengan mengadakan tembusan pada bejana di atas permukaan natrium. Massa Natrium yang besar (1800 ton pada reaktor BN 600 kepunyaan Rusia) di dalam kungkungan (containment) bejana juga akan melemahkan kejutan panas (thermal shock) dan memperlambat perubahan-perubahan dalam keadaan operasi normal dan abnormal. Reaktor-reaktor cepat yang sudah beroperasi atau sedang dibangun di Perancis, di Inggris dan Uni Soviet, menggunakan konsep ini.

Ada konsep loop, pompa primer dan penukar panas antara berada dalam bejana yang terpisah dari teras. Reaktor cepat yang sedang dikonstruksi dan dalam rencana di Republik Fedesari Jerman dan Jepang menggunakan konsep loop.

Satu diantara masalah-masalah utama yang dihadapi adalah pengembangan peralatan yang terpercaya untuk rangkain (circuit) aliran natrium, termasuk pompa sirkulasi dan generator (pembangkit) uap. Generator uap merupakan titik lemah. Bn 350 di Uni Soviet, Phenix di Perancis dan PFR di Inggris, semuanya menghadapi masalah pembangkitan uap. Air yang merupakan fluida terakhir dalam sistem, antara natrium dan air, dengan fungsi untuk menggerakkan turboalternator, dan dalam pemindahan panas dari natrium ke air dalam penukar panas, ternyata merupakan menjadi masalah utama. Natrium bereaksi dengan hebat dengan air. Instrumentasi untuk mendeteksi kebocoran pertama perlu dipasang.

Rangkaian aliran juga harus diberi perlindungan. Masalah keselamatan akhirnya beralih ke masalah ekonomi.



## TERAS DAN SISTEM PENDINGIN MSER

MSER merupakan reaktor dengan bahan bakar dan pendingin tercampur satu sama lain secara homogen, mengalir dari teras ke penukar panas dalam sistem primer. Di dalam teras zat campuran ini, yang disebut garam cair mengalir melalui saluran - saluran paralel yang dibuat di dalam asembli grafit. Proses ulang terhadap bahan bakar MSER dalam keadaan beroperasi (on line) merupakan suatu keharusan.

MSER masih belum sampai tingkat komersial, bahkan rencana pembangunannya pun masih belum ada. Yang ada baru konsepnya saja yaitu yang dihasilkan dari Molten Salt Reactor Experimen (MSRE). Bahan bakar dalam bentuk (U-235)F<sub>4</sub> dan ThF<sub>4</sub> larut dalam cairan garam LiF-BeF<sub>2</sub>.

Garam fluorida selain memiliki sifat neutronis yang baik, juga :

1. termasuk ke dalam persenyawaan yang stabil di antara berbagai persenyawaan kimia
2. tekanan uapnya rendah pada temperatur tinggi
3. memiliki sifat pemindahan panas yang baik
4. tidak rusak karena radiasi
5. tidak bereaksi dengan hebat dengan udara atau air
6. tidak bereaksi dengan bahan struktur.

Dari hasil percobaan dengan MSRE ditemukan antara lain :

1. Komponen dan sistem akan perlu disesuaikan pada ukuran besar (komersial)
2. Beberapa alat seperti misalnya pembangkit uap yang dipanaskan garam cair masih harus dikembangkan
3. Hastelloy N, bahan untuk bejana teras, harus bisa diproduksi secara komersial
4. Alat pemrosesan ulang bahan bakar harus dikembangkan.

## TERAS SISTEM PENDINGIN RIT

RIT dikembangkan di Amerika Serikat (HTR). OECD = Organization for Economic Co-operation and Development (Reaktor Dragon) dan Jerman Barat (AVR).

RIT seperti sudah dikemukakan dalam pendahuluan. Selain ditujukan untuk mendapatkan temperatur tinggi juga untuk memanfaatkan thorium sebagai bahan fertile. Jadi harus menggunakan thorium bahan U-233 sebagai bahan fisis. Namun karena tidak akan cukup untuk mengubah sejumlah Th menjadi U-233 yang akan memungkinkan terselenggaranya kritikalitas pada tahap pertama harus diisi cukup U-235, dan selanjutnya secara periodis harus diisi tambahan U-235 atau Pu.

Alasan pemilihan sistem U-233 untuk RIT dan bukannya sistem U-Pu, adalah karena moderator, jadi juga neutron thermal berbeda sangat tinggi dibandingkan dengan halnya pada LWR. Pada temperatur tinggi tersebut, penampang Pusangat tidak cocok, yaitu terlalu tinggi, sehingga menjadi sangat kecil yang tidak akan memungkinkan terselenggaranya kritikalitas dalam jangka waktu yang cukup ekonomis.

Teras HTR tersusun dari sejumlah (Forth St Vrain, 150 buah) balok grafit, dengan bentuk geometri prisma tegak segi enam mengandung lubang-lubang paralel untuk tempat bola-bola bahan bakar dan sebagian lagi untuk tempat zat pendingin gas helium mengalir.

Bola-bola bahan bakar ada 2 macam : bola-bola bahan fissile dan bola-bola bahan fertile dalam bentuk karbida (UO<sub>2</sub> dan ThO<sub>2</sub>).

Bola-bola fissile berdiameter 0.38 dan 0.48 mm sedangkan bola-bola fertile 0,6 dan 0,7 mm. Tiap bola-bola karbida tersebut dibungkus dengan fissile memiliki lapisan-lapisan :

- 1 bola-bola fissile memiliki 3 lapisan pembungkus disebut TRISO = 3 lapisan) :
  1. bagian tengah merupakan pusat dari karbida diisi uranium
  2. lapisan penyangga (buffer) dari grafit pyrolytic untuk menampung produk fisi berbentuk gas dan membatasi pembekakan (swelling)
  3. lapisan grafit pyrolytic untuk membatasi migrasi produk fisi.
  4. lapisan karbida silikon yang memberikan kekuatan mekanis, untuk menghentikan migrasi produk fisi padat seperti barium (antara bola-bola fissile dengan bola-bola fertile pada saat proses ulang.
  5. Lapisan grafit pyrolytic terluar untuk melindungi lapisan SIC yang gampang pecah dan untuk mempertahankan integritas bola karena perubahan dimensi oleh radiasi.

Bola-bola fertile (BISO) terdiri dari inti ThO<sub>2</sub> dengan lapisan penyangga dan lapisan PVC. Kedua macam bola dimasukkan ke dalam lubang saluran yang sudah disediakan dalam balok grafit.

Zat pendingin dan helium mengalir melalui saluran lainnya mencapai temperature 770°C.

- Zat pendingin gas helium memiliki keunggulan di atas zat pendingin logam cair :
1. zat pendingin gas tidak menjadi radioaktif
  2. tidak bereaksi dengan air sehingga tidak memerlukan penukar panas antara
  3. zat pendingin gas tidak menangkap neutron cepat yang berarti memperbaiki faktor pembiakan.



RIT di Jerman Barat dikembangkan melalui AVR yang mencapai kritik pada 1966 dan membangkit daya pada 1967. Daya maksimum (15 MWe) dicapai 1968, dengan temperatur gas mencapai 870°C.

Pengembangan tahap ke 2 dilakukan melalui THTR (300 HRB = Hoch temperature - kernkraftwerk GmbH).

Sistem kerja AVR/THTR memiliki banyak kesamaan dengan HTGR. Dalam sistem primer zat pendingin gas helium mengalir melalui teras, dalam hal ini melalui "pebble bed" dari bawah ke atas.

Bola-bola bahan bakar mengalir di dalam teras dari arah atas ke bawah. Kemudian ke pemisahan antara bola-bola bahan bakar yang baik dengan yang rusak, yang baik dikembalikan ke teras dan yang rusak masuk ketempat penyimpanan. Pada lintasan bahan bakar yang tidak bisa di pakai lagi untuk dikeluarkan dan diolah ulang.

Karena tidak ada fasilitas olah ulang untuk bahan bakar thorium secara komersial, maka pengisian bahan bakar dalam RIT masih bersifat satu kali jalan (once through), setidaknya-tidaknya untuk sementara.

Dengan dipakainya thorium dalam RIT maka akan memerlukan 2 (dua) kali lipat jumlah U-235 yang akan dipakai selama umur reaktor dibandingkan bila dipakai U-235, namun demikian dibandingkan dengan U-235 yang dipakai dalam reaktor air ringan satu kali jalan masih tetap lebih hemat RIT.

Dalam laporannya tentang pengalaman operasi AVR (referensi 8) disebutkan bahwa reaktor ini telah berhasil menunjukkan sifat-sifat yang diharapkan :

1. Ketersediaan (availability) yang tinggi
2. Tingkat radioaktivitas zat pendingin yang sangat rendah
3. Paparan radiasi yang diterima personil yang rendah
4. Tidak timbul masalah operasi untuk operasi sampai temperatur gas pada pipa ke luar (cutlet) setinggi 950°C.

Dari hasil yang menggembarakan ini di Jerman Barat group Industri EBC/HRB. KWU/GHT dan NUKEM menyelidiki konsep RIT untuk daya sampai 1350 MWe, didesain untuk membangkitkan bersama (co-generation) listrik dan uap proses pada tekanan dan temperatur tinggi untuk digunakan di "coal gasification" di Lurgi).

Pembuat konstruksi KWU/GHT telah mensponsori apa yang disebut "modular design". Untuk RIT dengan daya rendah. Dengan sistem ini beberapa reaktor kecil dari 200 MWe (=modul) dapat membentuk pusat (plant) yang lebih besar. Tipe ini antara lain diajukan untuk pengambilan minyak ulang (oil recovery) di ladang minyak Orinoco (Venezuela) dan di ladang minyak di Duri sedang dipersiapkan tim KWU - dengan beberapa instansi di Indonesia, satu diantaranya Batan.

#### REFERENSI :

1. A. Knief : Nuclear Energy Technology, 1981
2. J. Lamarsh : Introduction to Nuclear Engineering
3. Conolly, Foundations of Nuclear Engineering, 1978
4. Geneva series, 1-st Conference, Nuclear power Reactors, 1955
5. R. Loftness, nuclear power plants, 1964
6. R. Geneva Series, 4-th Conference, vol.5, 1971
7. Stephenson, Introduction to nuclear Engineering, 1958
8. International Conf., Vol 5, Vienna 1982, Vol5
9. Marshall, Nuclear Power Technology, Vol 2, 1983.



## DATA PARAMETER RTT

PARAMETER	RTT(Data 1966)	PWR	BWR		
FK(tanpa satuan)					
Kg fissile ----- Mwe	3.1		2.3		
IS ton U-3 O-8 ----- 1000 MWe	670		500		
ton ThO-2 ----- 1000 MWe	95		-		
Kg fissile ----- MWe	0,11		0,62		
KS ton U-3 O-8 ----- 1000 MWe	24		135		
ton ThO-2 ----- 1000 MWe	0,8		-		
	PEACH BOTTOM (DATA 64)	AVR (DATA 64)	DRAGON (DATA 64)	OCONEE2	PHILIPSBURG
KP kWth ----- Kgmetal	800 ----- kg U-5	3000 ----- kg U-5	75 ----- kg U	31,5 ----- kgfuel	22,3 ----- kg fuel
DAYA MW th	115	49	20		
PENGKAYAAN (%)	13,8	20	14		
LOADING	190 kg U-5 1900 kg Th	17 kg U-5	20 kg U		
SUSUNAN BAHAN BAKAR	Campuran UC dan ThC dalam matrix grafit	UC	Campuran UC dan ThC dalam C		
PENDINGIN/ T max	He/1380 F ----- 750 C	He/1560 F ----- 850 C	He/1380 F ----- 750 C	H <sub>2</sub> O/318 ----- 2	H <sub>2</sub> O/285 C ----- 2