

STUDI DESAIN TERMOHIDROLIKA TERAS PLTN TIPE ABWR PADA KONDISI TUNAK

Muh. Darwis Isnaini

ABSTRAK

STUDI DESAIN TERMOHIDROLIKA TERAS PLTN TIPE ABWR PADA KONDISI TUNAK. Telah dilakukan perhitungan termohidrolika teras ABWR pada kondisi tunak dengan menggunakan program COBRA IV-I. Untuk menyederhanakan permasalahan, perhitungan dilakukan pada sebuah perangkat elemen bakar reaktor ABWR sebagai suatu model, dengan beberapa data desain sebagai masukan program antara lain daya reaktor 3926 MWt, laju alir pendingin teras sebesar 115,1 Mlb/jam dan entalpi pendingin pada masukan teras 527,7 Btu/lb. Dari perhitungan yang sederhana ini diharapkan dapat dijadikan sebagai awal studi desain termohidrolika teras PLTN ABWR.

ABSTRACT

STUDY OF NPP CORE THERMAL-HYDRAULICS DESIGN OF ABWR ON STEADY STATE CONDITION. The core thermal-hydraulics calculation of ABWR on steady state condition using COBRA IV-I code has been carried out. For simplifying the problem, the calculation was done on a fuel bundle of ABWR as a model. The calculation used several data design as input, such as the reactor power 3926 MWt, the core coolant flowrate 115.1 Mlb/hr and coolant enthalpy at core inlet 527.7 Btu/lb. From this simple calculation was hope that it could be used as an introduction to studi the thermalhydraulics design of ABWR.

PENDAHULUAN

Di saat yang akan datang ada kemungkinan Indonesia akan membangun PLTN (Pusat Listrik Tenaga Nuklir) untuk dapat memenuhi kebutuhan listrik di samping pembangkit tenaga listrik yang lain. Untuk itu diperlukan suatu kajian yang lebih mendalam terhadap berbagai jenis PLTN yang ada di dunia, salah satu di antaranya adalah tipe ABWR (Advanced Boilling Water Reactor).

Adalah misi dari *General Electric Nuclear Energy* untuk senantiasa membuat desain dan memasok pembangkit listrik nuklir yang maju di dunia, selain untuk melengkapi proyek konstruksi, menopang operasi reaktor BWR, dan mengembangkan teknologi maju untuk masa depan. Di dalam perencanaan dan pengembangan desain PLTN maju, *General Electric - GE* mencoba menawarkan desain PLTN yang :

- Menghasilkan energi listrik yang lebih besar

Jadwal konstruksi yang dapat diramalkan lebih singkat waktunya

Biaya modal serta biaya operasi dan perawatan (*Operation and Maintenance - O&M*) yang berkurang

Desain yang sederhana dan keras tabiatnya

- Sistem keselamatan yang lebih melimpah dan terbagi-bagi
- Memenuhi persyaratan USNRC untuk beberapa jenis kecelakaan

Memenuhi persyaratan pengguna reaktor air ringan maju (*ALWR*)

Dalam rangka memenuhi keinginan tersebut, *General Electric Nuclear Energy* mengembangkan dua jenis reaktor yang merupakan pengembangan dari reaktor jenis BWR yaitu Reaktor air didid sederhana (*Simplified Boilling Water Reactor - SBWR*) dan Reaktor air didid maju (*Advanced Boilling Water Reactor - ABWR*).

Makalah ini akan memaparkan suatu hasil studi terhadap desain termohidrolika teras ABWR, yang

mana diharapkan dari hasil studi ini bisa mendapatkan gambaran awal tentang reaktor jenis ABWR itu sendiri.

Reaktor ABWR adalah reaktor air dididh maju dengan daya termal sebesar 3926 MWt tersusun atas 872 perangkat elemen bakar, yang mana tiap perangkat terbuat dalam kisi 8 x 8 ini mulai muncul sebagai desain secara konsep pada tahun 1978, dan diwujudkan dalam usaha kerjasama teknik untuk pengembangan desain pada tahun 1980-85 antara GE - Hitachi - Toshiba yang didukung oleh TEPCO dan konsorsium pengguna Jepang. Pada tahun 1986-90 dilakukan standardisasi teknik untuk ABWR dan pada tahun 1991-96 ABWR menjadi proyek penting sebagai kerjasama patungan antara GE-Hitachi-Toshiba di Jepang. Adapun karakteristik desain ABWR adalah :

PLTN yang mempunyai kelas 1300 Mwe

Memakai pompa di dalam reaktor (*Reactor Internal Pumps-RIPs*) untuk menghilangkan pipa besar di bawah elevasi teras

Memiliki tiga sistem keselamatan yang secara elektrik, mekanik dan fisik saling bebas untuk pendinginan teras darurat (*emergency core cooling - ECCS*)

Tidak menghendaki aksi operator selama tiga hari pada kejadian transien

Sistem kendali gerakan batang kendali yang handal (*Proven Fine Motion Control Rod Drive-FMCRD*) memberikan kontrol batang kendali *run-in* yang lebih

- Target ekonomi serendah biaya pembuatan

Berikut beberapa spesifikasi dari PLTN tipe ABWR yang dipakai sebagai data masukan untuk program COBRA IV-I yang dirangkum di dalam Tabel 1.

Termohidraulika

Daya (MWt)	3926
Daya desain (MWt) (<i>ECCS design basic</i>)	4005
Laju alir uap, (Mlb/jam) pada 420°F	16,843
Laju alir pendingin teras (Mlb/jam)	115,1
Tekanan sistem (psia)	1040
Rapat daya rerata(kW/l)	50,6
Laju pembangkitan panas linier maksimum (kW/ft)	13,4
Fluks panas rerata(Btu/hr/ft ²)	161,100
Suhu UO ₂ maksimum (°F)	3365
Suhu bahan bakar volumetrik rerata (°F)	2150
Suhu permukaan kelongsong rerata (°F)	566
Entalpi pendingin pada masukan teras (Btu/lb)	527,7
Void maksimum di dalam perangkat elemen bakar	75
Faktor puncak daya desain	
• daya perangkat relatif maksimum	1,40
• faktor puncak lokal	1,25
• faktor puncak aksial	1,40
• faktor puncak total	2,43

Perangkat Elemen Bakar

Jumlah perangkat elemen bakar	872
Kisi batang bahan bakar	8 x 8
Panjang total (inchi)	176
Berat UO ₂ tiap perangkat (lb)	435
Berat perangkat elemen bakar (lb) (termasuk kanal)	675

Batang Bahan Bakar

Jumlah batang bahan bakar per perangkat	62
Diameter luar (in)	0,483
Bahan kelongsong	Zircaloy-2

Pil Bahan Bakar

Bahan	UO ₂
Densitas (% teori)	95
Diameter (in)	0,410

Kanal Bahan Bakar

Tebal (in)	0,100
Dimensi tampang lintang (in)	5,48 x 5,48
Bahan	Zircaloy-4

Perangkat Teras

Berat bahan bakar UO ₂ (lb)	379.221
Diameter teras (ekuivalen) (in)	203,3
Tinggi teras (bahan bakar aktif) (in)	146

* Tabel 1 dirangkum dari Tabel 1.3-1 Comparison of Nuclear Steam Supply System Design Characteristics, Safety Analysis Report of ABWR.

Di dalam melakukan studi, dicoba dilakukan perhitungan termohidrolika teras dari PLTN tipe ABWR dengan menggunakan paket program COBRA IV-I untuk kondisi tunak.

DISKRIPSI PROGRAM COBRA IV-I

Paket program COBRA IV-I^{3, 4, 5} menghitung distribusi entalpi, aliran, suhu dan batas keselamatan terhadap DNB (*departure from nucleate boiling*) dalam perangkat elemen bakar dan teras pada kondisi tunak dan tak tunak. COBRA merupakan akronim dari Coolant Boiling in Rod Arrays. Paket program COBRA IV-I merupakan pengembangan dari program COBRA III-C. Program ini dikembangkan di the Pacific Northwest Laboratory oleh Battelet Northwest pada tahun 1976. Pengembangan paket program COBRA IV-I dibiayai oleh the Energy Research and Development Administration (ERDA) dan the Nuclear Regulatory Commission (NRC).

Telah lama COBRA diterima secara luas oleh industri nuklir sebagai perangkat lunak untuk memprediksi kelakuan termal dari elemen bakar dan teras reaktor. COBRA telah digunakan secara luas di dalam mendesain dan menganalisis keselamatan teras reaktor jenis LWR (*Light Water Reactor*), LMR (*Liquid Metal Reactors*) dan GCR (*Gas Cooled Reactors*). COBRA dapat diaplikasikan pada konfigurasi elemen bakar yang kompleks dengan mudah. Hal ini membuat COBRA menjadi suatu paket program banyak dipakai.

COBRA menggunakan konsep dasar analisis subkanal. Pada analisis subkanal,

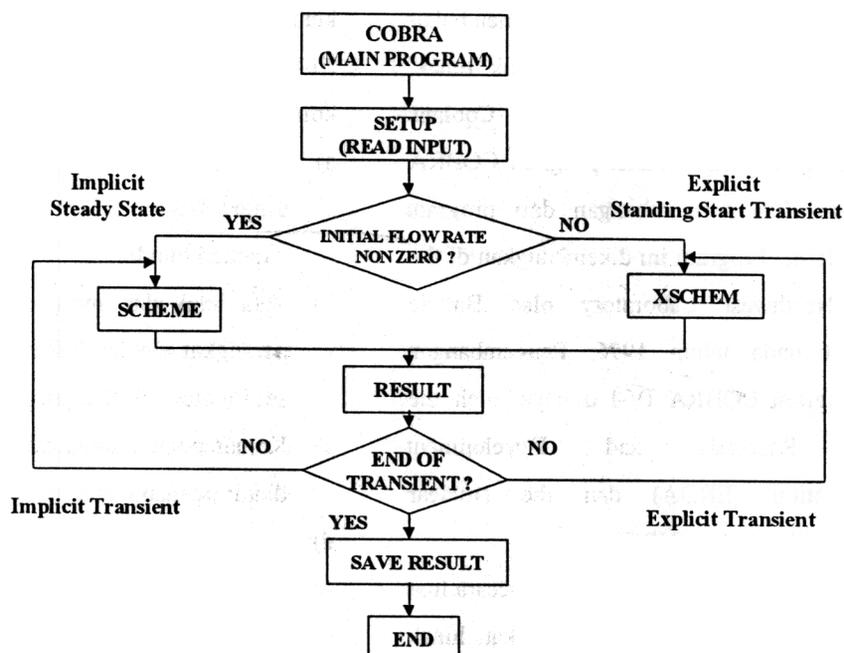
perangkat elemen bakar/ teras dibagi dalam beberapa subkanal yang mempunyai batasan-batasan yang didefinisikan oleh permukaan elemen bakar disebelahnya. Subkanal secara aksial dibagi menjadi volume-volume kontrol yang *discrete* dimana persamaan-persamaan konservasi masa, energi dan momentum ditulis. Variabel-variabel laju aliran massa, tekanan, entalpi dan densitas didefinisikan sebagai harga rerata secara volume.

Program COBRA IV-I merupakan pengembangan dari program COBRA III-C, sehingga kemampuannya pun mencakup semua kemampuan yang dimiliki oleh program COBRA III-C ditambah dengan beberapa kemampuan komputasi yang lain, yaitu :

- a) Perangkat elemen bakar yang berukuran sangat besar, seperti "a full 217-pin wire wrapped bundle"
- b) Tata letak dan masukan kartu untuk tiap perangkat elemen bakar dapat dibangkitkan secara otomatis dengan program bantu.
- c) Kemampuan ukuran/ dimensi program dapat diatur dengan menggunakan program bantu
- d) Dapat memperhitungkan dinding yang menghantarkan panas di antara dua subkanal yang bertolak belakang
- e) Dapat memperhitungkan konduksi panas secara aksial dan konduktivitas termal sebagai fungsi suhu
- f) Korelasi perpindahan panas mencakup untuk kondisi-kondisi *subcooled*, pendidihan dan *superheated*.
- g) Kemampuan *restart*. Kemampuan ini mengijinkan penyelesaian untuk disimpan dan digunakan untuk melanjutkan perhitungan kembali atau digunakan sebagai terkaan awal pada persoalan yang berbeda

- h) Kemampuan untuk membuat plot tekanan, fluks massa, entalpi dan *cross flow* versus posisi aksial
- i) Kondisi-kondisi batas aliran dan tekanan dapat digunakan untuk mengontrol kondisi tak tunak
- j) Pemecahan numerik yang baru memungkinkan diperhitungkannya fenomena seperti: redistribusi aliran yang didominasi oleh gaya apung, balikan aliran, resirkulasi dan *reentry*.

Secara keseluruhan organisasi program COBRA IV-I dapat digambarkan dengan diagram alir seperti terlihat pada Gambar 1. Setelah mengawali perhitungan di program utama (*main program*) subroutine SETUP dipanggil. Sub routine ini akan membaca masukan, menghitung variabel-variabel subkanal dan mengeset logika penyusunan yang mendefinisikan geometri subkanal.



Gambar 1. Diagram alir COBRA IV-I

Setelah kembali ke program utama, COBRA IV-I memulai perhitungan dengan skema perhitungan sesuai pilihan pemakai, bila implisit atau eksplisit. Untuk kebanyakan kasus, kecuali kondisi tak tunak dengan laju alir nol, penyelesaian secara implisit akan dipanggil pertama untuk menghitung harga awal untuk kondisi tunak. Subroutin SCHEME dipanggil untuk penyelesaian secara implisit. Jika

perhitungan secara eksplisit dikehendaki, subroutine XSCHM dipanggil. Subroutin baru ini melakukan perhitungan untuk kondisi-kondisi batas laju alir masukan atau beda tekanan, dan dapat memperhitungkan fenomena aliran yang berbalik, di mana fenomena ini tak sanggup ditangani secara implisit.

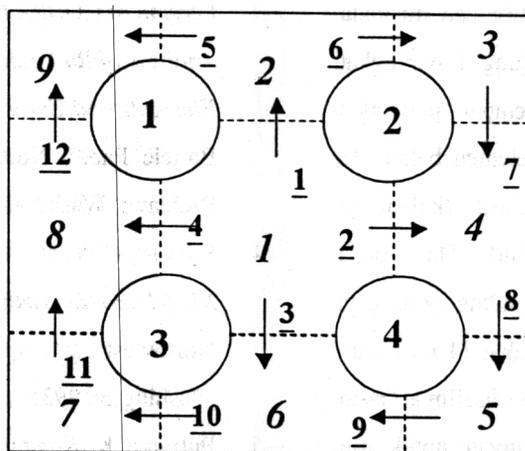
Hasil perhitungan sesuai dengan interval yang dipilih pemakai kemudian dicetak di dalam

subroutine RESULT dengan perhitungan masih berjalan sampai akhir dari waktu transien/ tak tunak.

MODEL SIMULASI

Dengan tidak berfungsinya VAX 8550, program COBRA IV-I dicoba untuk dijalankan

dengan mesin AXP, namun nampaknya belum dapat bekerja secara optimal. Oleh sebab keterbatasan kemampuan pengguna/ penulis, maka penulis mencoba menyederhanakan permasalahan yang mungkin akan mendapatkan hasil yang jauh dari keakuratan.



Gambar 2. Model Perhitungan 4 pin untuk Perangkat Elemen Bakar ABWR

Keterangan

- | | |
|--------------|-----------------------------|
| 1, 2, 3, 4 | pin bahan bakar |
| 1, 2, 3, dst | no. kanal |
| 1, 2, 3, dst | no. arah aliran antar kanal |

Penyederhanaan yang dilakukan antara lain, penulis hanya mengambil 4 pensil (*pin/ rod*) dari suatu perangkat elemen bakar ABWR yang sesungguhnya berisi 64 pensil 2 di antaranya berisi air, sebagaimana terlihat pada Gambar 2.

Dengan menggunakan spesifikasi data seperti yang terlihat pada Tabel 1, dilakukanlah perhitungan dengan model seperti di atas.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil perhitungan dengan model di atas dengan menggunakan program COBRA IV-I diperoleh hasil antara lain suhu pendingin keluaran sebesar 549,4 °F dengan fraksi uap

sebanyak 84,6 %, sedangkan suhu maksimum kelongsong bagian luar dan suhu maksimum pusat bahan bakar masing-masing sebesar 567,0 dan 2453,8 °F.

Meskipun diperoleh hasil perhitungan, namun hasil ini masih kurang memuaskan, dikarenakan perhitungan ini hanya menggunakan model yang sangat sederhana yakni hanya memakai 4 pin bahan bakar, yang mana jumlah ini terlalu sedikit dibanding jumlah pin dalam satu perangkat elemen bakar (64 pin). Hambatan yang dialami adalah setelah mesin VAX 8550 mati, maka program COBRA IV-I yang semula dijalankan dengan mesin tersebut tidak lagi dapat dioperasikan. Upaya untuk menjalankan program

ini dengan mesin AXP telah dilakukan oleh ahli (*expert*) dari Jepang yaitu Mr. Kaminaga dan sudah diperoleh suatu kemajuan, yang mana program COBRA IV-I ini yang semula tidak dapat dijalankan dengan dengan mesin AXP, saat ini sudah bisa dijalankan dengan mesin AXP. Meskipun begitu, hasil yang diperoleh belum begitu baik, terbukti pada perhitungan ini pada awalnya dicoba untuk menghitung 1 perangkat elemen bakar (64 pin), setengah perangkat sampai seperempat perangkat elemen bakar (16 pin) tetap tidak diperoleh hasil (keluarnya terpotong sebelum perhitungan). Dan pada akhirnya dicoba bentuk yang paling sederhana yaitu 1/16 perangkat elemen bakar (4 pin) baru diperoleh hasil, meskipun begitu hasilnya masih terpotong setelah hasil perhitungan untuk pin yang pertama selesai. Pada saat yang akan datang, akan dicoba ditelusuri program ini dengan bantuan dari ahli yang mengetahui tentang pemrograman, sehingga diharapkan tidak terjadi lagi pemotongan pada keluaran program ini.

Jika hasil perhitungan dengan COBRA IV-I dibandingkan dengan data desain yang tertera pada Tabel 1, maka terdapat kesesuaian pada besarnya suhu permukaan kelongsong, dan diperoleh suhu bahan bakar yang lebih rendah namun fraksi uap hasil perhitungan jauh lebih tinggi dibanding hasil desain. Namun dari model yang sederhana ini, diharapkan bisa memberikan gambaran awal untuk perhitungan yang lebih luas pada akhirnya.

KESIMPULAN

Dari model perhitungan yang sederhana ini dapat dijadikan sebagai awal studi untuk desain termohidrolika teras PLTN jenis ABWR.

DAFTAR PUSTAKA

1. *Safety Analysis Report of ABWR*
2. *Advanced Boiling Water Reactor, Technical Seminar*, GE. Nuclear Energy, Hitachi Corporation, Toshiba Corporation, June 13-14, 1995, Jakarta, Indonesia
3. Stewart, C.W; etc.: *COBRA IV-I: An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, BNWL 1962, UC-32*, Battele, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington 99352, March 1976.
4. Stewart, C.W; etc. : *COBRA IV-I: The Model and the Method*, Battele, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington 99352, July 1976.
5. Putranta, K; *Komputasi Termohidrolika Teras Reaktor*, Diklat Aspek Neutronik dan Termohidrolika PLTN I, Badan Tenaga Atom Nasional, Jakartam 19 September – 14 Oktober 1994.