

Analisis Karakteristik Aliran Fluida Primer dan Perpindahan Panas pada Teras 10 MWt High Temperature Gas-cooled Reactor – Test Module (HTR-10) pada Kondisi Ajek dan Transient Menggunakan FLUENT 6.3 Model 3-Dimensi.

Oleh

Edward Steven Sembiring

14/364193/TK/41909

Diajukan kepada Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika Fakultas Teknik Universitas Gadjah Mada pada tanggal 23 Oktober 2018 untuk memenuhi sebagian persyaratan untuk memperoleh derajat Sarjana S-1 Program Studi Teknik Nuklir

INTISARI

BATAN merencanakan pembangunan Reaktor Daya Eksperimental (RDE) dalam pemenuhan kebutuhan energi di Indonesia dengan mengacu desain *10 MWt High Temperature Gas-cooled Reactor – Test Module* (HTR-10) milik China. HTR-10 memiliki keunggulan utama yaitu memiliki efisiensi termal yang tinggi dengan keselamatan pasif dan melekat yang handal dengan struktur bahan bakar *tristructural-isotropic* (TRISO) jenis *Pebble Bed* dengan siklus tertutup. Hal tersebut membuat dibutuhkan analisis termal hidraulika secara detail mengenai desain HTR-10 untuk melihat karakteristik atau fenomena yang terjadi pada teras reaktor saat keadaan operasi normal maupun saat keadaan kecelakaan atau *transient*.

Analisis termal hidraulika yang dilakukan terkhusus pada teras HTR-10 dengan menggunakan pemodelan *Computational Fluid Dynamics* (CFD) model 3-dimensi pada FLUENT 6.3. Adapun data material dan data geometri HTR-10 yang digunakan berdasarkan data *benchmark* yang diterbitkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA). Analisis keadaan operasi dilakukan dengan mendapatkan kondisi *steady state* reaktor *Full Power Initial Core* (FPIC). Pada analisis kondisi kecelakaan atau *transient*, dilakukan penurunan laju aliran massa secara undak sebesar 25%, 50% dan 75% tanpa *shutdown*, serta penurunan 100% dengan diikuti reaktor SCRAM selama 3600 detik namun dengan tekanan operasi tetap (PLOFC).

Pada kondisi *steady state* dihasilkan suhu maksimum teras, *core vessel* dan RPV masing-masing 779,96°C, 242,74°C dan 194,56°C, *heat flux* rerata pada batas luar RPV sebesar 79,81 W/m², serta data keluaran pemodelan yang dapat digunakan untuk analisis termal hidraulika *mixture plenum* dan plenum helium panas. Pada PLOFC, suhu maksimum teras pada penurunan laju aliran massa 25% dan 50% tanpa *shutdown* cukup jauh di bawah batas selamat (1600°C) yaitu masing-masing 948,08°C dan 1251,09°C, sedangkan suhu maksimum teras pada penurunan laju aliran massa 75% tanpa *shutdown* melampaui batas selamat yaitu sebesar 2057,84°C. Pada penurunan laju aliran massa 100% dengan reaktor SCRAM, suhu maksimum teras hanya 781,11°C berada jauh di bawah batas selamat. Pada semua simulasi *transient*, suhu maksimum *core vessel* dan RPV berada di bawah batas amannya masing-masing 425°C dan 375°C.

Kata kunci: Analisis Termal Hidraulika, RDE, HTR-10, CFD FLUENT, PLOFC.

Pembimbing Utama : Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.

Pembimbing Pendamping : Dr. Muhammad Subekti, M.Eng.



Analysis of Characteristics of Primary Fluid Flow and Heat Transfer on The Core of 10-MWt High Temperature Gas Cooled Reactor – Test Module (HTR-10) in Steady State and Transient Conditions Using FLUENT 6.3 3-Dimensional Model

by

Edward Steven Sembiring

14/364193/TK/41909

Submitted to the Departement of Nuclear Engineering and Engineering Physics
Faculty of Engineering Universitas Gadjah Mada on October 23, 2018
in partial fulfillment of the requirement for the Degree of
Bachelor of Engineering in Nuclear Engineering

ABSTRACT

National Atomic Energy Agency of Indonesia (Batan) plans to build an Experimental Power Reactor (or in Indonesian: RDE for Reaktor Daya Eksperimental) in the fulfillment of energy needs by referring to design of China's 10 MWt High Temperature Gas-cooled Reactor-Test Module (HTR-10). The main advantage of HTR-10 is in their high thermal efficiency with passive safety and its reliable attachment with tristructural-isotropic fuel structure (TRISO) pebble bed type with closed cycle. It induces the need for thermal hydraulics analysis of HTR-10 design in detail to see the characteristics or phenomena that may occur in the reactor core during a normal operation or when transient or accident occurs.

Thermal hydraulics analysis carried out specifically in the core of HTR-10 by using Computational Fluid Dynamics (CFD), the 3-dimensional model in FLUENT 6.3. The material and geometry data used of HTR-10 is based on benchmark data that published by International Atomic Energy Agency (IAEA). Operational condition analysis is performed by obtaining steady state condition of Full Power Initial Core (FPIC) reactor. In an accident or transient analysis, mass flow rate is reduced by 25%, 50% and 75% in step without shutdown, and also reduced mass flow rate 100% in step followed by reactor scram for 3600s but with a fixed operating pressure (PLOFC).

Steady state condition produced maximum temperature of equilibrium core, core vessel and RPV each is 779.96°C, 242.74°C dan 194.56°C, average heat flux on the outer boundary of RPV is 79.81 W/m², and modelling output data that can be used for hydraulic thermal analysis of mixture and hot helium plenum. On PLOFC, maximum core temperature at decreasing mass flow rate of 25% and 50% without shutdown is far below safety limit (1600°C), each 948.08°C dan 1251.09°C, while maximum core temperature at decreasing mass flow rate of 75% without shutdown is 2057.84°C that exceeded the safety limit. Maximum core temperature at decreasing mass flow rate of 100% with reactor scram is only 781.11°C that far below safety limit. In all transient simulations, maximum temperature of core vessel and RPV is under safely limit of each 425°C and 375°C.

Keywords: Thermal Hydraulics Analysis, RDE, HTR-10, CFD FLUENT, PLOFC.

Supervisor : Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.

Co-supervisor : Dr. Muhammad Subekti, M.Eng.