

Keselamatan Neutronik dan Thermohidrolik Reaktor

Dr. Nuri Trianti, S.Si., M.Si.

Peneliti Ahli Madya

Pusat Riset Teknologi Reaktor Nuklir (PRTRN)

Organisasi Riset Tenaga Nuklir (ORTN)

19 Februari 2025

Pelatihan Penyegaran Operator dan Supervisor Reaktor






Dr. Nuri Trianti, S.Si., M.Si.

Peneliti Ahli Madya
Pusat Riset Teknologi Reaktor Nuklir
Organisasi Riset Tenaga Nuklir



Education Background:

Bachelor, Department of Physics, Institute of Technology Bandung, 2010
Master's, Department of Physics, Institute of Technology Bandung, 2012
Doctoral, Department of Physics, Institute of Technology Bandung, 2016



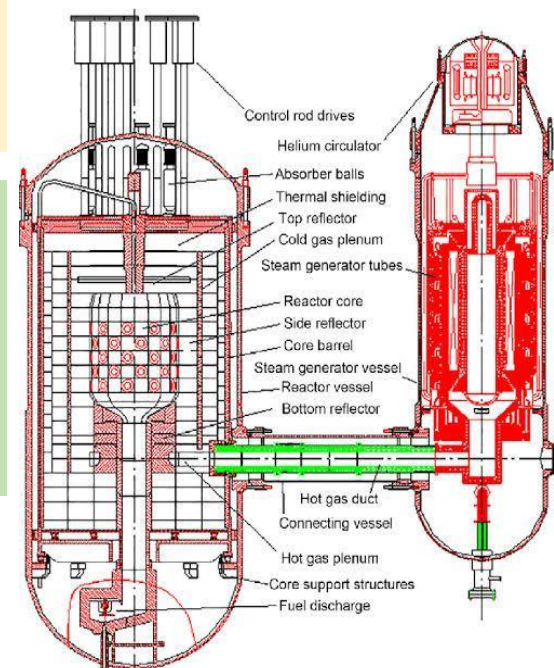
Professional Experience:

Posdoctoral Fellow, JAEA, 2017 – 2020
Researcher, ITB, 2020 – 2022
Researcher (Permanent), BRIN, 2022 – present



Research Interests:

Neutronic-thermal hydraulic couple calculation for design and safety analysis of Small and Modular Reactor (SMR) and High-Temperature Gas-Cooled Reactor (HTGR)





Pendahuluan



Batasan Desain Reaktor TRIGA



Aspek keselamatan neutronik



Aspek keselamatan termalhidrolika

Tujuan Instruksional Umum

Peserta dapat mengetahui tentang aspek keselamatan termalhidrolika dan neutronik reaktor secara umum.

Tujuan Instruksional Khusus

Peserta dapat memahami hal-hal yang berhubungan dengan aspek keselamatan termalhidrolika dan neutronik, meliputi panas peluruhan dan pembangkitan, konsep DNBR, reaktivitas, *shutdown margin*, dan kriteria *stuck rod*.

- **Batasan Nuklir**
 - Reaktivitas lebih yang tersedia dalam reaktor
 - Jumlah reaktivitas lebih bergantung pada suhu bahan bakar
 - Bergantung terhadap efek racun Xenon
- **Batasan Pengendalian Reaktivitas**
 - Jumlah batang kendali
 - Terpenuhinya syarat one stuck rod criteria
- **Batasan Suhu Bahan Bakar**
 - Kekuatan kelongosng terhadap kenaikan suhu
- **Batasan Daya Reaktor**
 - Daya reaktor membatasi limit suhu.



Batasan nuklir



Jumlah bahan bakar yang diperlukan



Reaktivitas lebih



Peracunan xenon, sampel penelitian, kenaikan suhu dan burn-up

Batasan pengendalian reaktivitas



Jumlah batang kendali yang harus dipasang dalam reaktor



Nilai total batang kendali (*control rod worth*)

Batasan suhu bahan bakar



Ditentukan oleh besar daya yang dibangkitkan dalam elemen bakar

Batasan daya reaktor



Daya maksimum yang dibolehkan, safety limit dan safety margin

Keselamatan Neutronik Reaktor

19 Februari 2025

Pelatihan Penyegaran Operator dan Supervisor Reaktor



- **Aspek keselamatan neutronik** dimaksudkan untuk mencegah kerusakan elemen bahan bakar dari aspek neutronik, akibat terjadinya kecelakaan kekritisian (*criticality accident*), yaitu kondisi kekritisian yang tidak direncanakan.
- Beberapa parameter **keselamatan neutronik**:
 - Fraksi Bakar (*burn-up*)
 - Harga Fluks
 - Laju Penyisipan Reaktivitas Positif
 - Reaktivitas Lebih Teras (*Core Excess*)
 - Sistem Kendali Reaktivitas
 - Distribusi Daya Reaktor



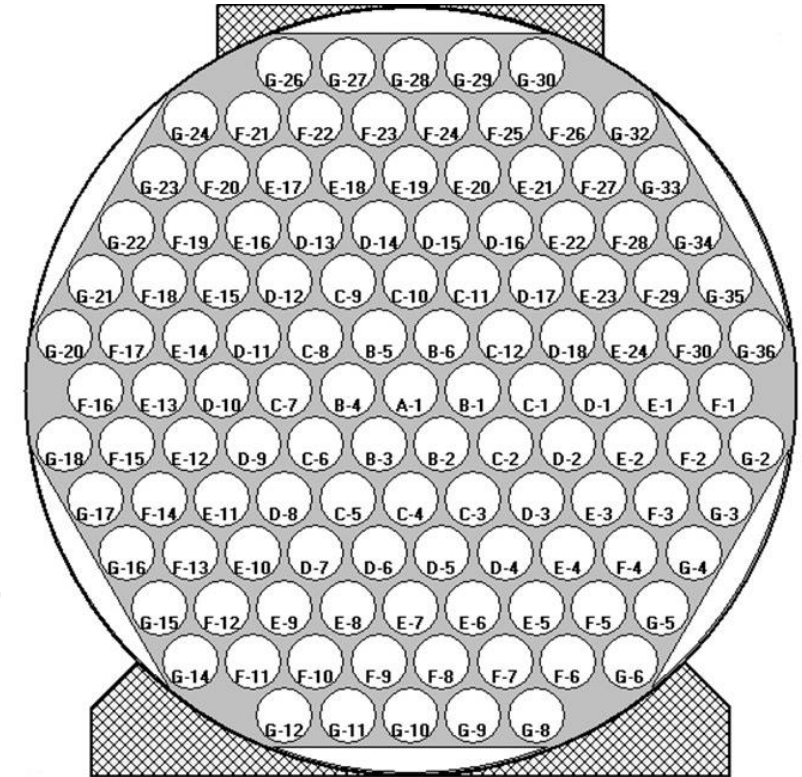
- Perhitungan fraksi bakar dapat menentukan kesetimbangan teras, keoptimalan reaktivitas teras dan ketahanan operasi.
- Kegiatan reshuffling dan atau refueling diperlukan untuk menjaga ketahanan reaktivitas dan operasi reaktor
- Nilai *burn-up* tiap elemen (BU_{el}) bahan bakar dapat diperkirakan berdasarkan persamaan berikut:

$$BU_{el} = F_p \times BU_{ave} \quad ; \quad F_p = P_{el} / P_{ave}$$

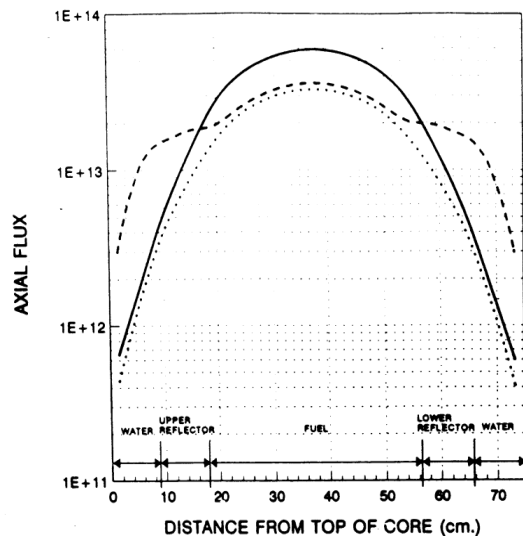
Tipe EB	Jumlah EB vs % fraksi bakar						TOTAL	
	(0-5)%	(5-10)%	(10-20)%	(20-30)%	(30-40)%	(40-50)%	operasional	di dalam teras
8.5wt%	1	15	2	12	6	1	37	36
12wt%	1	4	14	1	6	36	62	61
20wt%	7	5	0	0	0	0	12	8
TOTAL							111	105

FRAKSI BAKAR (BURN-UP)

- Paparan radiasi, khususnya neutron dapat menurunkan kualitas atau kekuatan mekanik dari bahan struktur dan komponen yang ada di dalam reaktor.
- Tingkat kerusakan komponen, sebanding dengan tingkat fluks neutron serta lama waktu terkena paparan (fluence = fluks \times waktu).
- Nilai batas burn-up tergantung dari kualitas kelongsong yang digunakan; dan untuk bahan bakar TRIGA umumnya digunakan batas burn-up sebesar 50 %.
- BKO reaktivitas padam dan shutdown margin untuk TRIGA 2000 adalah \$ 0.5
- Faktor puncak daya radial 1.6 dan 1.3 aksial

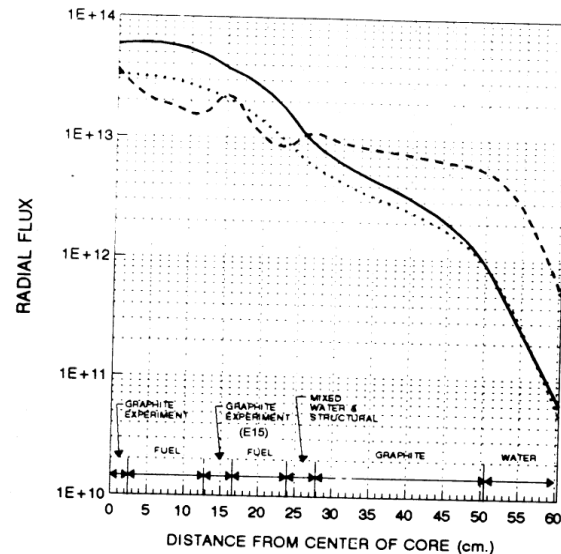


- Fluks neutron (Φ) adalah jumlah neutron yang menembus satu bidang seluas 1cm^2 selama 1 detik.
- Distribusi fluks di reaktor TRIGA dan reaktor pada umumnya haruslah **merata** agar **kesetimbangan reaktivitas terjaga**



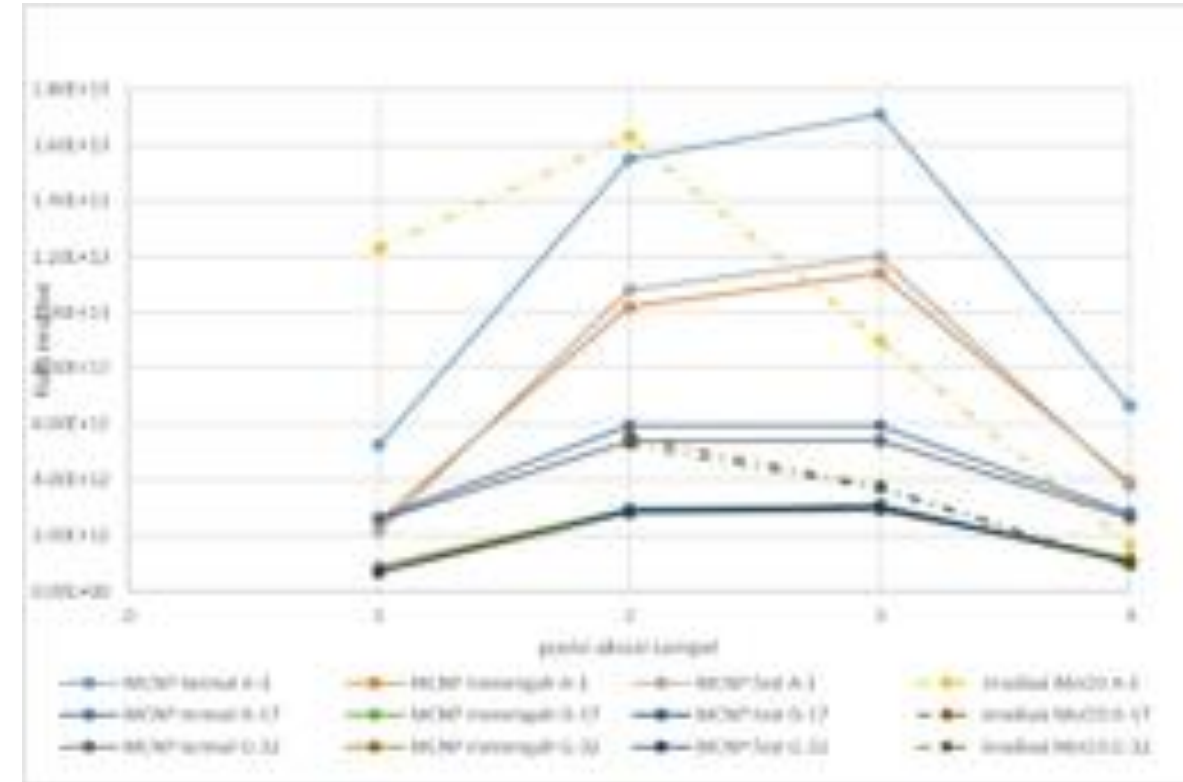
— $E > 9.12\text{ keV}$ ··· $9.12\text{ keV} > E > 0.42\text{ eV}$ - - $E < 0.42\text{ eV}$

80C-FLUXA.CH9



— $E > 9.12\text{ keV}$ ··· $9.12\text{ keV} > E > 0.42\text{ eV}$ - - $E < 0.42\text{ eV}$

80C-FLUXA.CH9



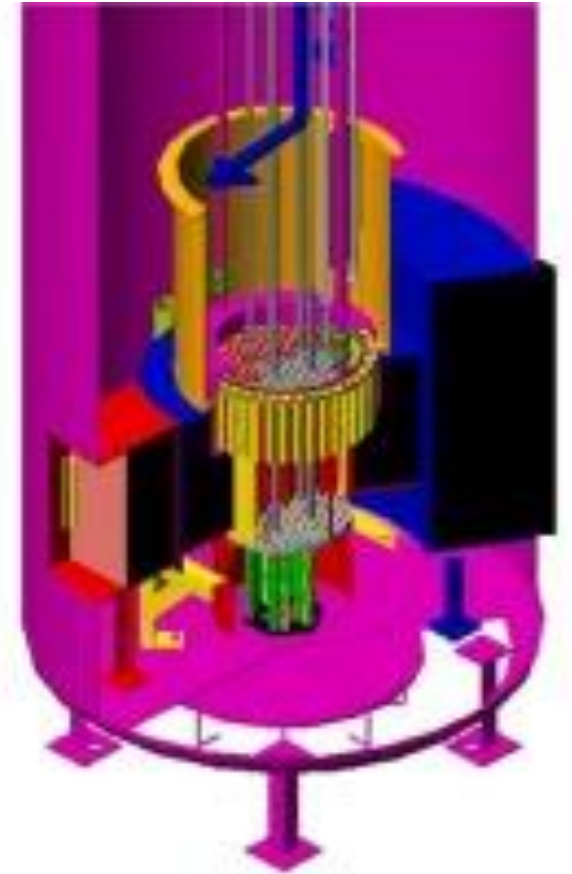
- Reaktivitas menyatakan ukuran seberapa jauh reaktor berada dari keadaan kritis yang secara umum didefinisikan dalam persamaan:

$$\rho = \frac{(k_{eff} - 1)}{k_{eff}}$$

di mana,

k_{eff} = faktor multiplikasi efektif dari neutron di dalam reaktor

- $k_{eff} > 1 \rightarrow \rho > 0 \rightarrow$ disebut kondisi super kritis
- $k_{eff} = 1 \rightarrow \rho = 0 \rightarrow$ disebut kondisi kritis
- $k_{eff} < 1 \rightarrow \rho < 0 \rightarrow$ disebut kondisi subkritis



- Untuk setiap penyisipan reaktivitas sebesar $\Delta\rho$, maka akan terjadi peningkatan daya reaktor yang dinyatakan dengan Persamaan:

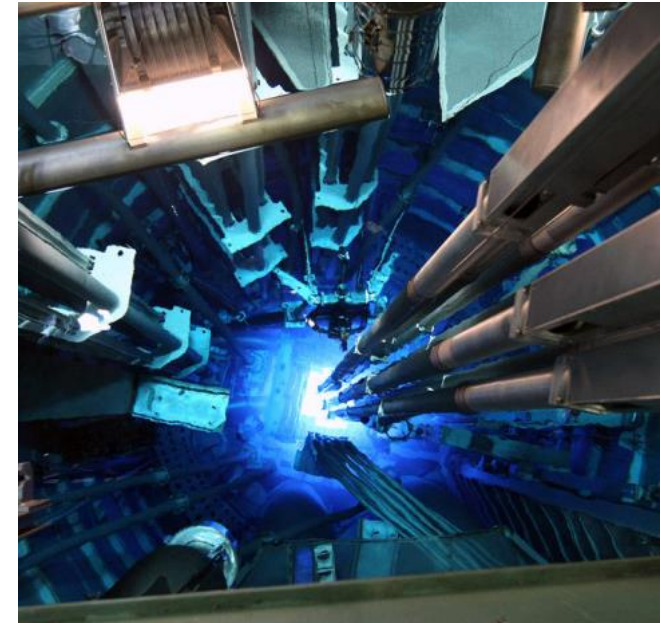
$$P(t) = P_0 e^{t/T}$$

di mana,

$P(t)$ = tingkat daya reaktor pada waktu 't'

P_0 = tingkat daya reaktor awal sebelum penyisipan reaktivitas

T = periode reaktor, yang didefinisikan sebagai waktu yang diperlukan untuk menaikkan daya reaktor sebesar 'e' kalinya ($e = 2,71828$)



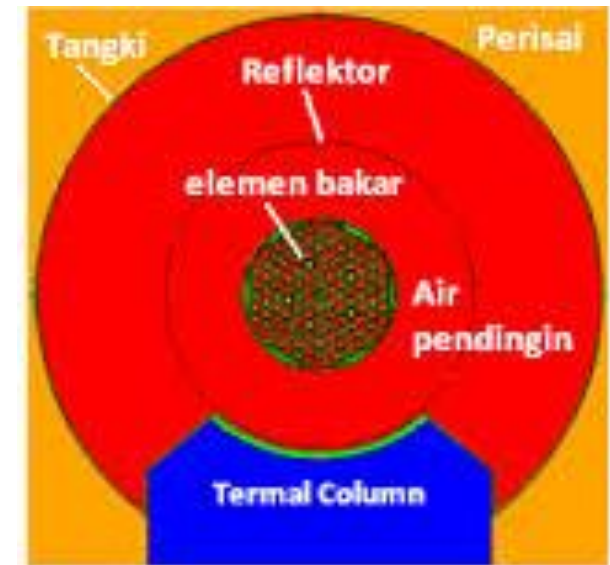
- Reaktivitas-lebih didefinisikan sebagai reaktivitas bahan bakar yang masih tersedia dalam teras reaktor setelah digunakan untuk mencapai kondisi kritis.
- Reaktivitas lebih teras dapat dinyatakan sebagai persamaan berikut:

$$\rho_{ex} = \frac{(k_{ARO} - 1)}{k_{ARO}}$$

di mana,

ρ_{ex} = reaktivitas lebih teras (*core excess*)

k_{ARO} = faktor multiplikasi neutron efektif pada kondisi seluruh batang kendali berada diluar teras (*ARO*)



Sistem kendali reaktivitas dalam reaktor TRIGA terdiri dari dari dua bagian, yaitu:

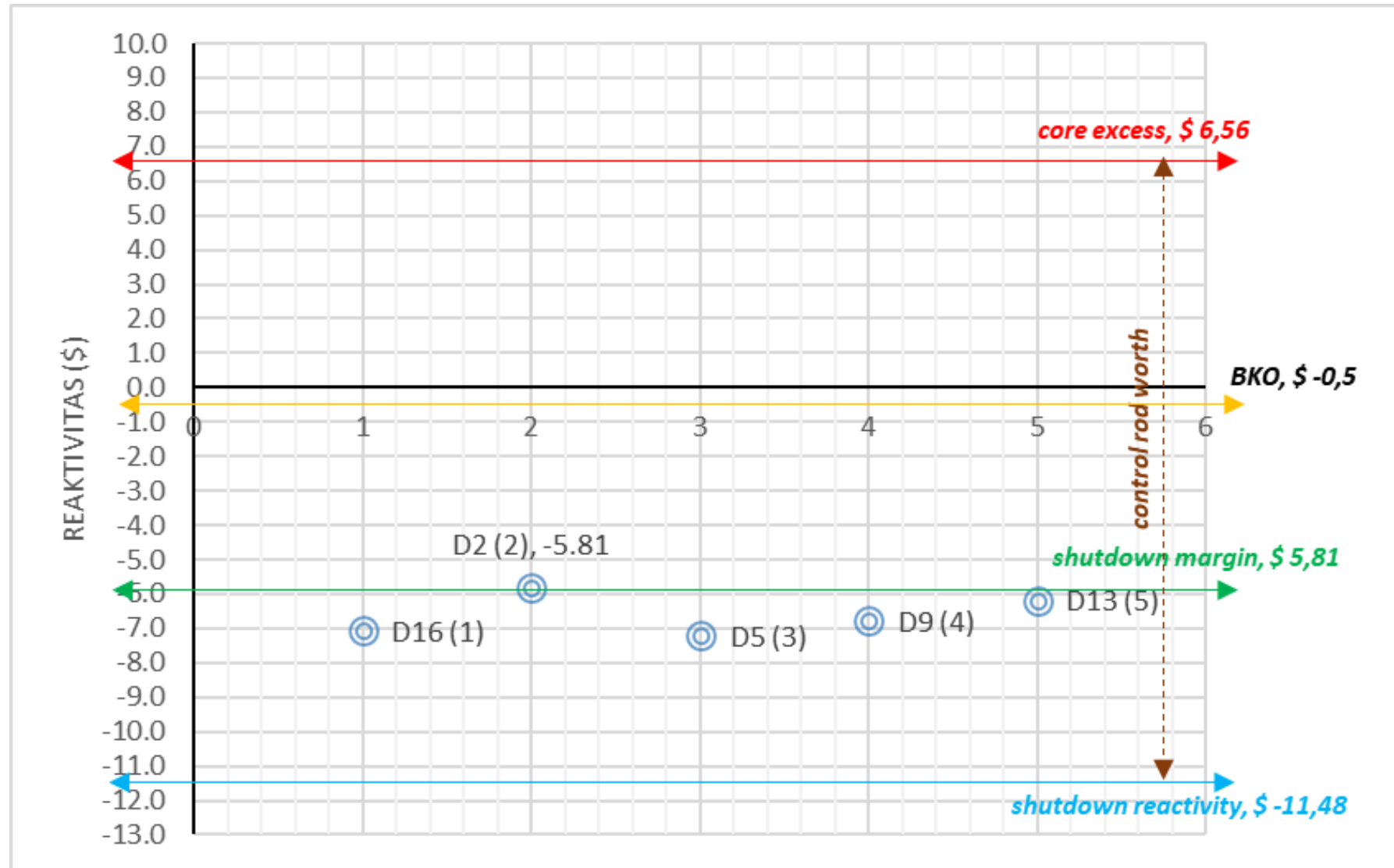
1. Sistem elektronik dengan rangkaian digital dan analog
 2. Sistem mekanik yang terdiri dari : penggerak batang kendali; batang penghubung Al; batang kendali dengan bahan bakar dan batang kendali tanpa bahan bakar dengan boroncarbida sebagai bahan penyerap neutron.
- *Shutdown margin (SM)* menyatakan besarnya reaktivitas batang kendali yang masih tersedia ketika reaktor dalam keadaan *shutdown*, di mana 1 batang kendali dengan reaktivitas terbesar dianggap tidak ada.
 - Nilai *shutdown margin* menunjukkan seberapa jauh reaktor berada dari kondisi kritis.

$$SM = \rho_{(N-1)} - \rho_{ex}$$

ρ_{ex} = reaktivitas lebih teras (*core excess*)

$\rho_{(N-1)}$ = nilai reaktivitas batang kendali, dengan meniadakan 1 batang kendali yang paling besar reaktivitasnya.

ILUSTRASI KEKRITISAN



- Secara umum daya yang dibangkitkan di dalam teras reaktor dapat dinyatakan berdasarkan persamaan berikut :

$$P = E_f R_f V = E_f N \sigma_f \bar{\phi} V = E_f \Sigma_f \bar{\phi} V$$

di mana,

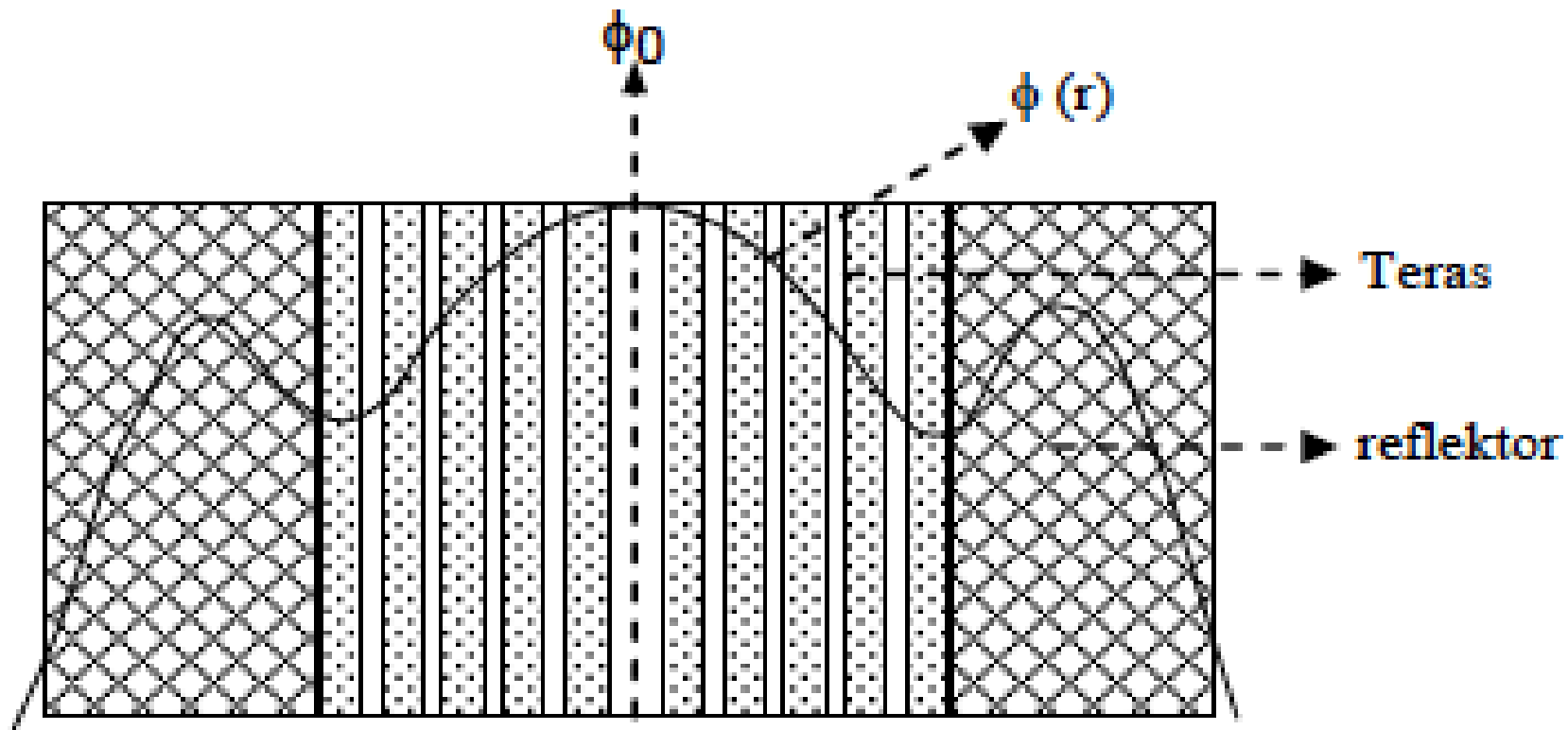
E_f = energi yang dihasilkan dari setiap reaksi fisi (~ 200 MeV)

V = volume total bahan bakar yang berada di dalam teras reaktor (cm^3)

$\bar{\phi}$ = Fluks neutron rerata di dalam teras reaktor ($\text{n/cm}^2\text{-s}$) \rightarrow

$$\bar{\phi} = 1/V \int_V \phi(r, \theta, z) dv$$

Profil Distribusi Fluks Neutron di dalam Teras Reaktor TRIGA



- Nilai *peaking factor* dapat dihitung berdasarkan persamaan berikut:

$$F_q = \frac{\text{rapat daya maksimum di dalam teras}}{\text{rapat daya rerata teras}} = F_r \times F_z$$

di mana,

$$F_r = \frac{\text{rapat daya rerata pada elemen bahan bakar terpanas (hot rod)}}{\text{rapat daya dari seluruh elemen bahan bakar di dalam teras}}$$

$$F_z = \frac{\text{rapat daya tertinggi pada hot rod}}{\text{rapat daya rerata pada hot rod}}$$

- Selanjutnya besarnya rapat daya maksimum di dalam teras (P_{max}) dapat dihitung berdasarkan persamaan:

$$P_{max} = F_q \times P_{ave}$$

di mana,

P_{ave} = rapat daya rerata teras = P_{core} / V_{core} ;

P_{core} = daya nominal teras (+faktor koreksi kalibrasi daya);

V_{core} = volume total bahan bakar di dalam teras.

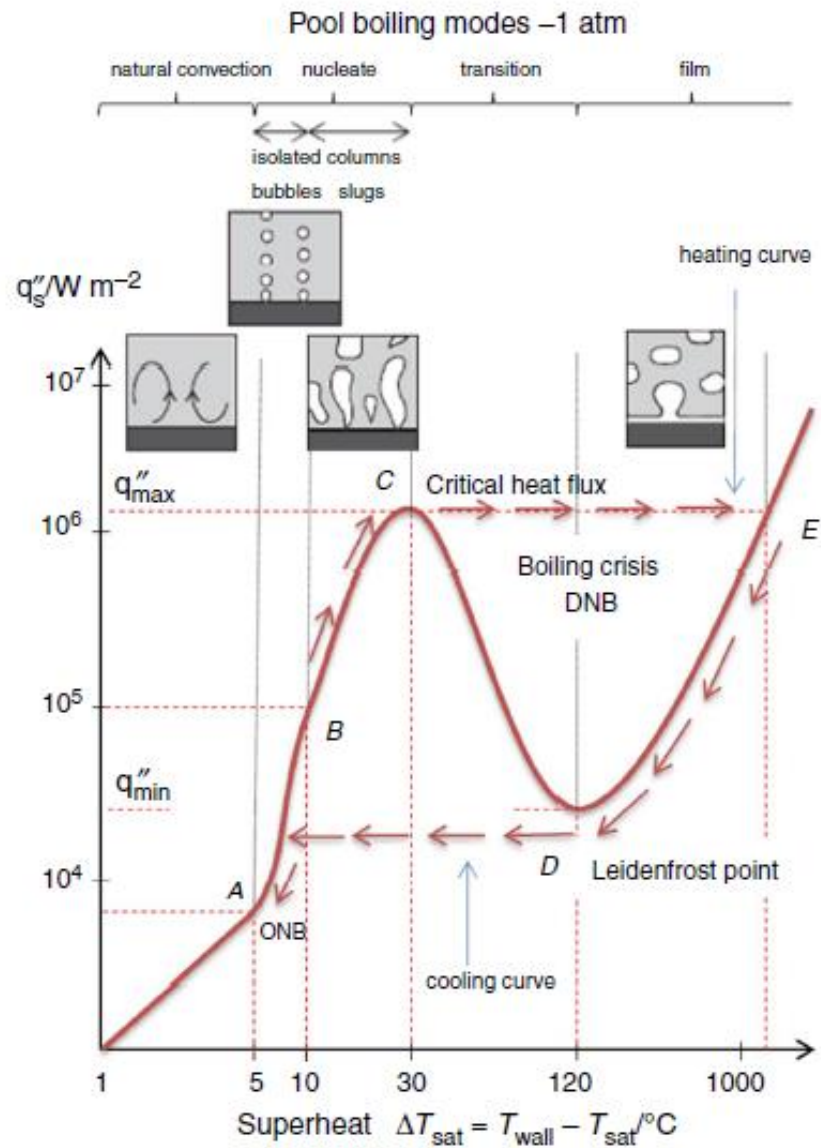
Keselamatan Thermohidrolik Reaktor

19 Februari 2025

Pelatihan Penyegaran Operator dan Supervisor Reaktor

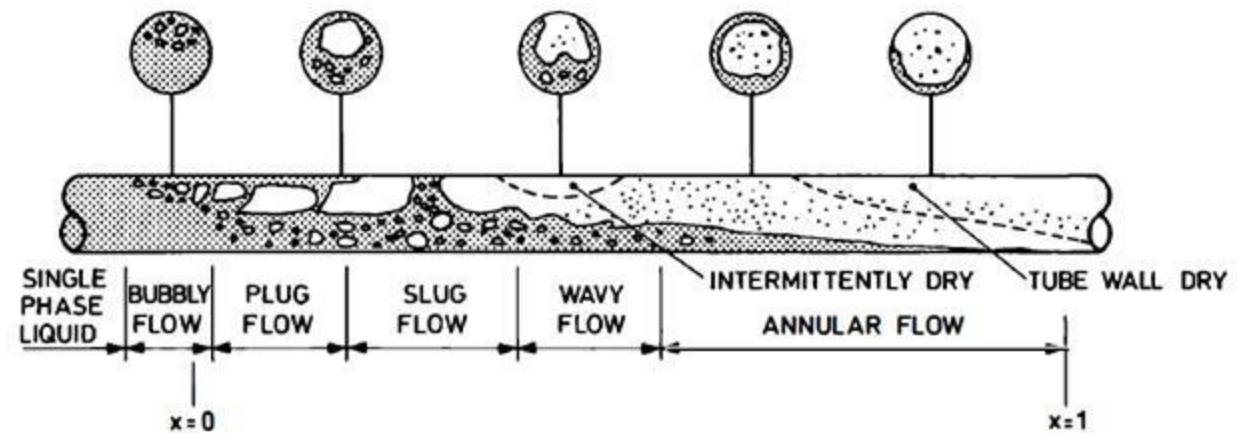


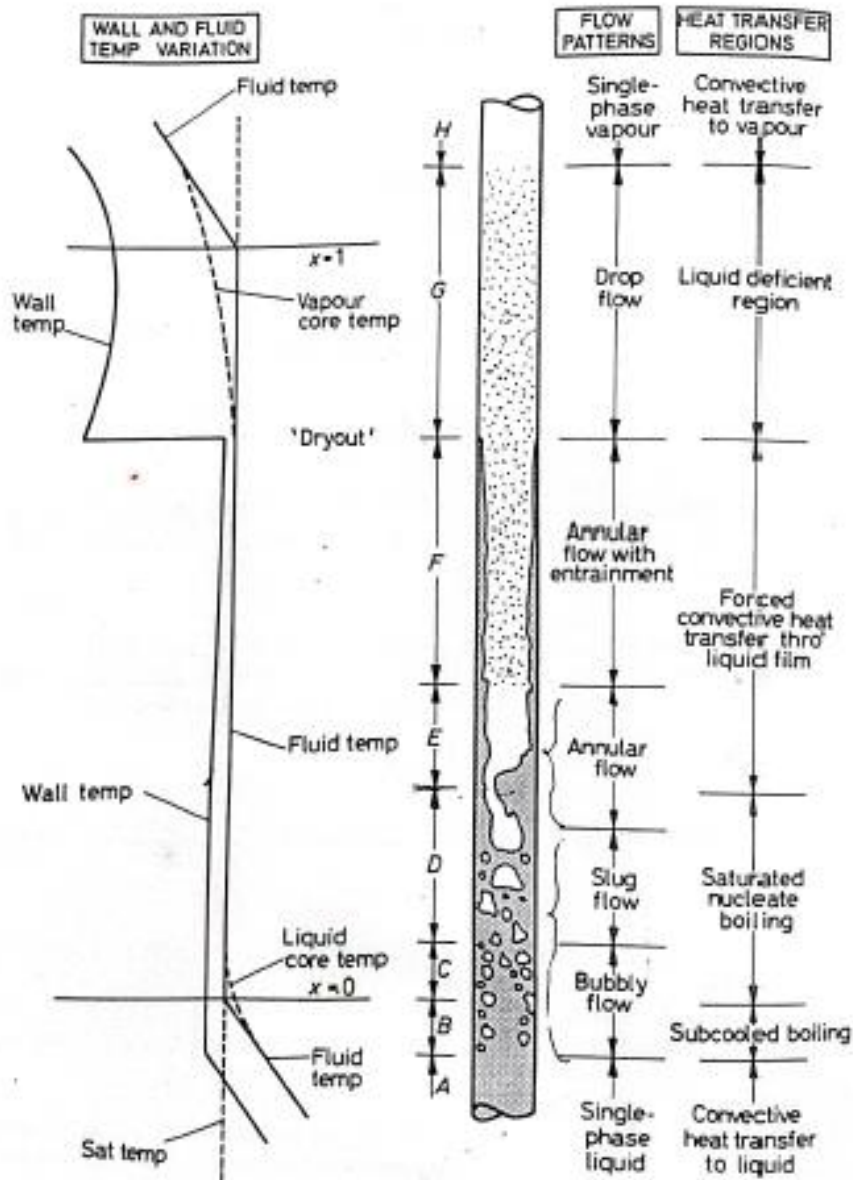
- **Aspek termohidrolika** terhadap keselamatan reaktor pada dasarnya mencegah terjadinya kerusakan pada elemen bahan akibat gangguan sistem pendingin.
- Reaktor nuklir harus didesain sedemikian rupa sehingga produk fisi tetap dapat terkungkung di dalam pellet bahan bakar setiap waktu selama siklus operasi, ketika padam, dan dalam kondisi kecelakaan, atau ketika bahan bakar dalam kondisi tidak mendapatkan pendinginan yang normal.



- **Pool Boiling** (pendidihan kolam)
- **Flow Boiling** (pendidihan aliran)

Flow boiling dalam pipa horizontal





Flow boiling dalam pipa vertikal

A rejim aliran konveksi satu fasa

B rejim subcooled nucleate boiling

C rejim saturated nucleate boiling

D rejim aliran bubbly

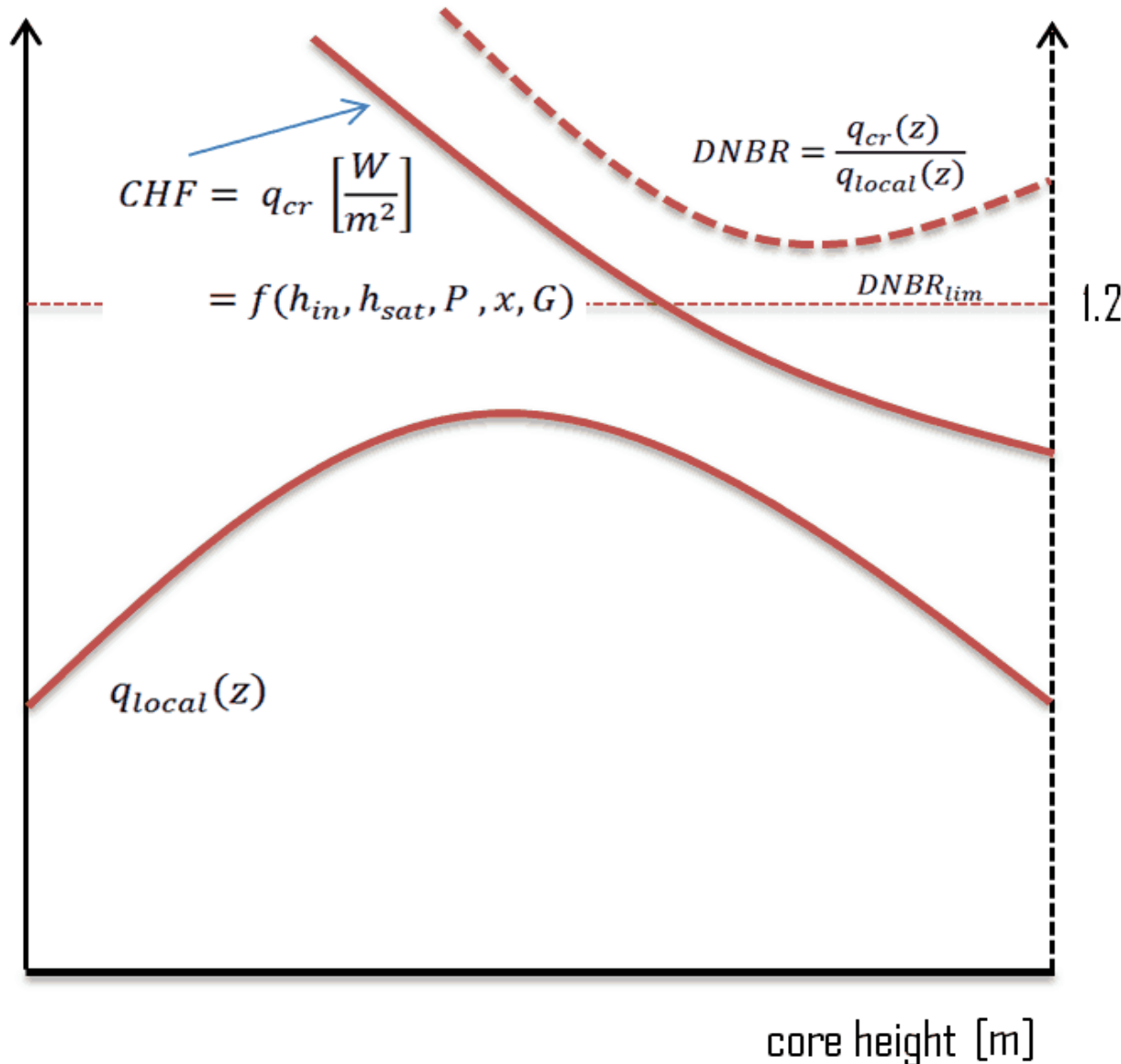
E rejim aliran slug

F rejim aliran annular

G rejim liquid deficient

H rejim uap jenuh

E dan F (*the two-phase forced convective boiling regime*)



- **DNBR** – Departure from Nucleate Boiling Ratio mengukur margin terhadap fluks panas kritis.
- DNBR didefinisikan sebagai: fluks panas kritis di lokasi tertentu dibagi dengan fluks panas lokal yang beroperasi di lokasi tersebut

$$DNBR = \frac{q_c}{q_{actual}}$$

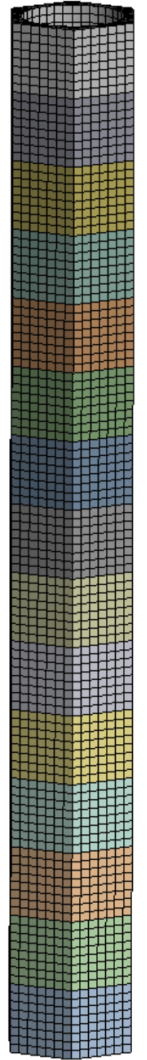
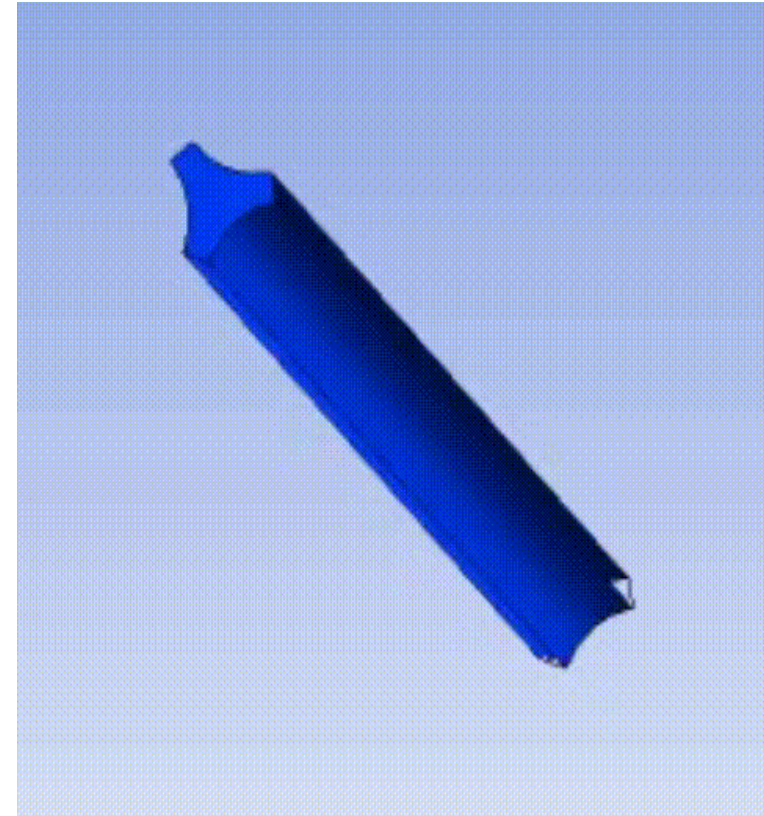
q_c adalah fluks panas kritis

q_{actual} adalah fluks panas sebenarnya pada kanal pendingin yang sama

Berdasarkan pada Laporan Analisis Keselamatan Bab 17 mengenai Batasan dan Kondisi Operasi, terdapat beberapa batasan desain termalhidrolika yang harus dipenuhi dalam pengoperasian reaktor TRIGA 2000 Bandung antara lain:

1. Faktor puncak daya radial 1.6;
2. Faktor puncak daya aksial 1.3;
3. Temperatur maksimum bahan bakar, 550°C;
4. Temperatur maksimum air pendingin primer pada permukaan tangki, 49°C;

- 1. Kajian Eksperimental:** Kajian validasi atas hasil simulasi distribusi suhu dalam sub-buluh pendingin menggunakan metode analisis kanal tunggal (*single channel analysis*) dengan program CFD Fluent. Langkah validasi dilakukan dengan memasukkan alat ukur suhu ke dalam lubang CT yang berada di tengah teras reaktor.
- 2. Kajian Teoritis:** Kajian teoritik dengan menggunakan program perhitungan termalhidrolik *steady state* divalidasi dengan memanfaatkan hasil eksperimen yang telah dikemukakan diatas.



Contoh Analisis Keselamatan Neutronik dan Thermohidrolik Reaktor

19 Februari 2025

Pelatihan Penyegaran Operator dan Supervisor Reaktor

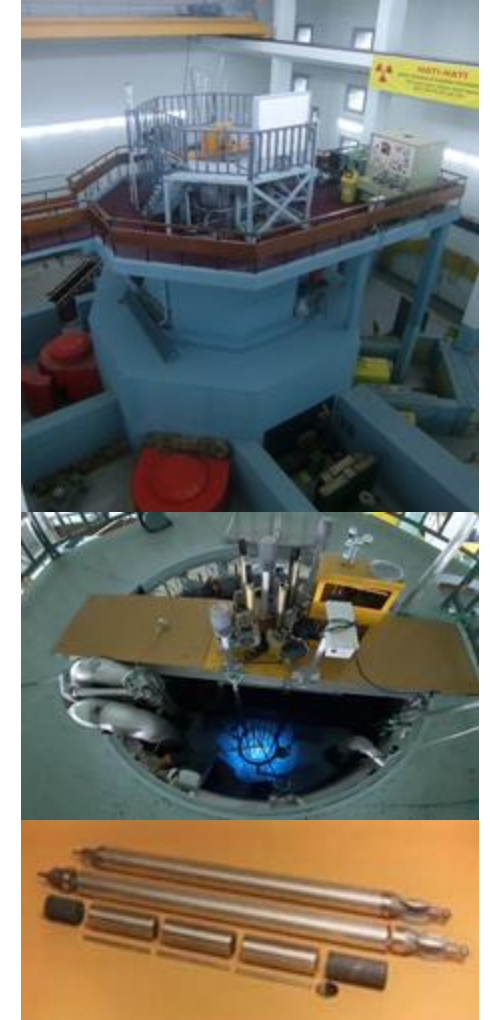


TRIGA 2000 Bandung Research Reactor:

- 1965, start 250 kW
- 1971, 250 kW to 1000 kW (1 MW), 1st revitalization
- 1996, 1000 kW to 2000 kW (2 MW), 2nd revitalization
- 2000, start 2 MW
- 2017 - 2027, 1 MW with modified Control Rod

Current fuel composition of TRIGA 2000 reactor core

Type	Quantity vs % U235 burn up						Operational
	(0-5) %	(5- 10) %	(10 – 20) %	(20- 30) %	(30- 40) %	(40-50) %	
8.5wt%	1	15	2	12	6	1	37
12wt%	1	4	14	1	6	36	62
20wt%	7	5	0	0	0	0	12
TOTAL							111



- The TRIGA 2000 reactor fuel cladding is made from stainless steel, and it is designed to carry out the operation with nucleate boiling.
- Vapor bubbles appear on some surfaces of the control rod while the average temperature of the neighboring coolant mixture remains below saturation temperature.
- The thermal-hydraulic aspect that calculated is the prediction of a normal operating condition in the subcooled core boiling heat transfer area.

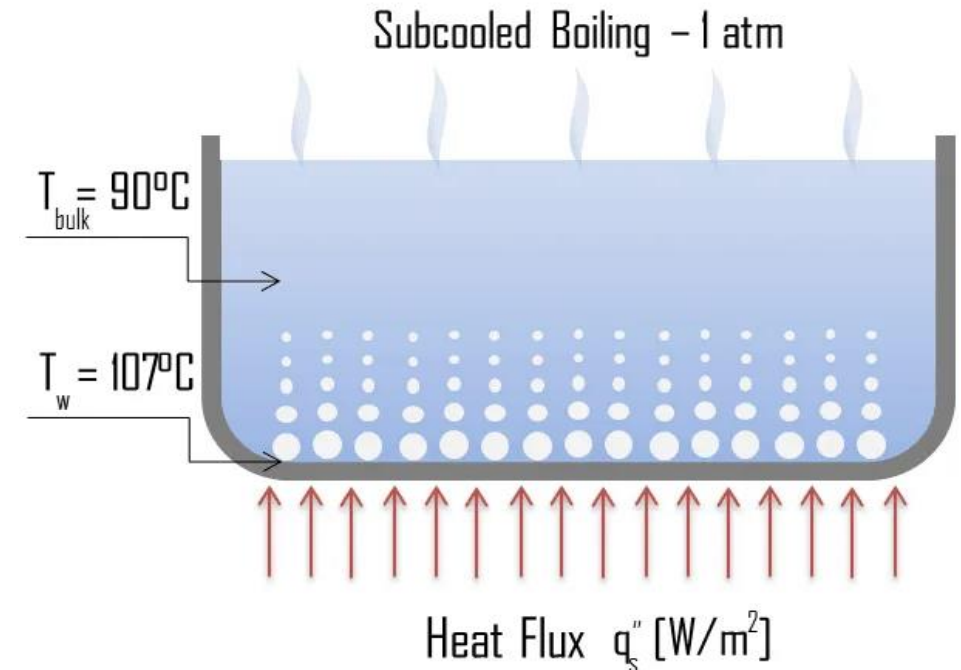
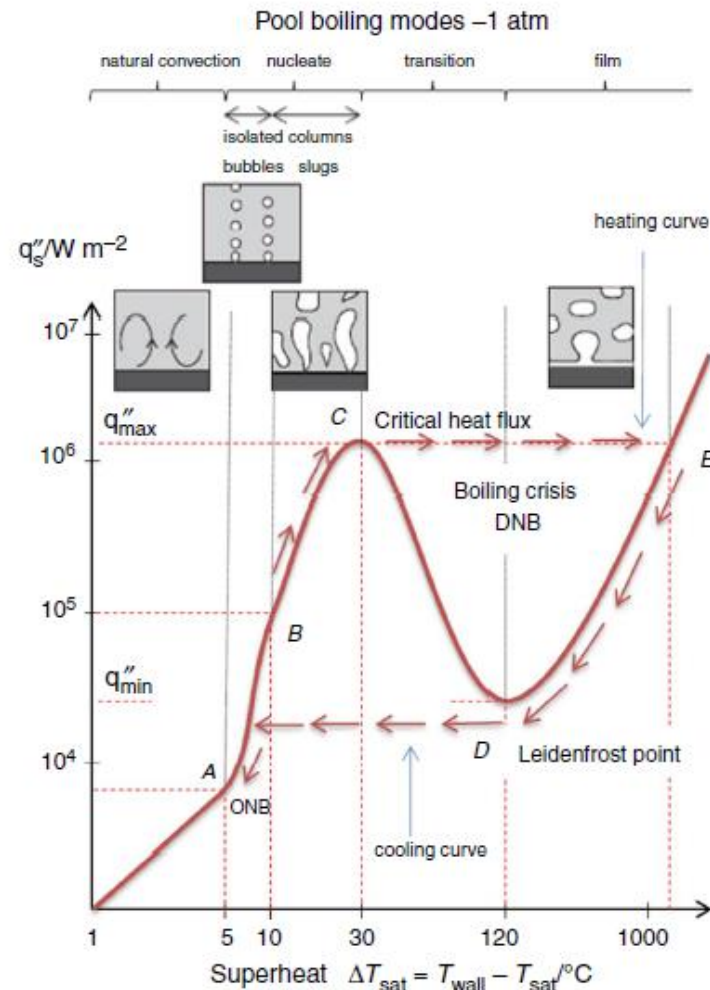


Illustration of subcooled boiling conditions in a nuclear reactor



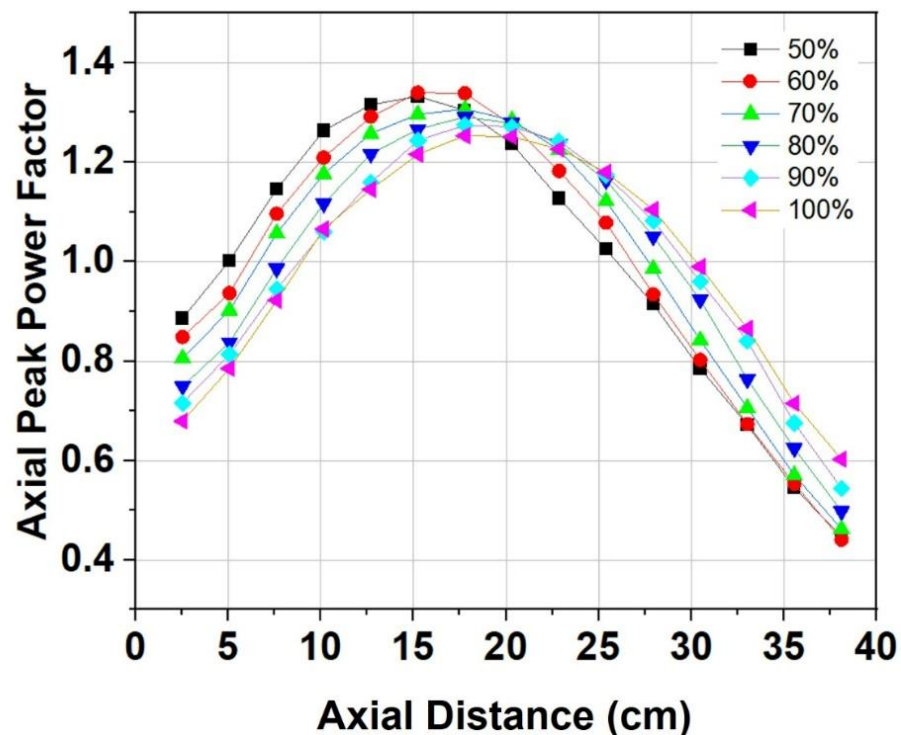
Curve of Boiling in Water Mode Pool Boiling

Parameters of TRIGA 2000 for COOLOD-N2 Calculation

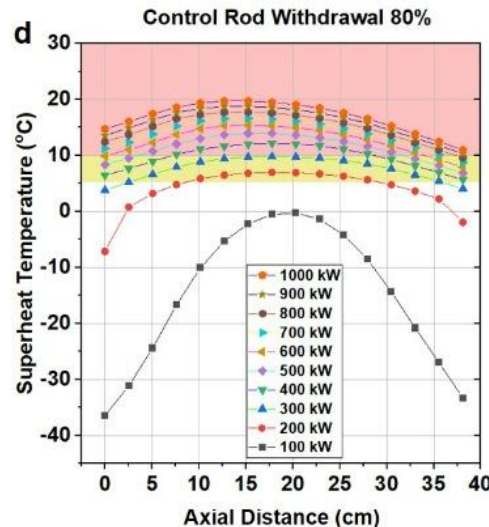
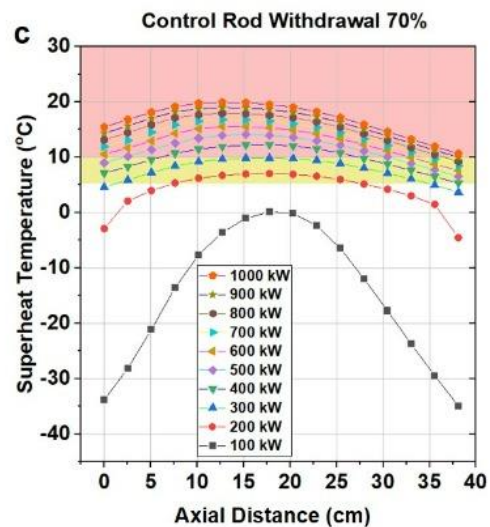
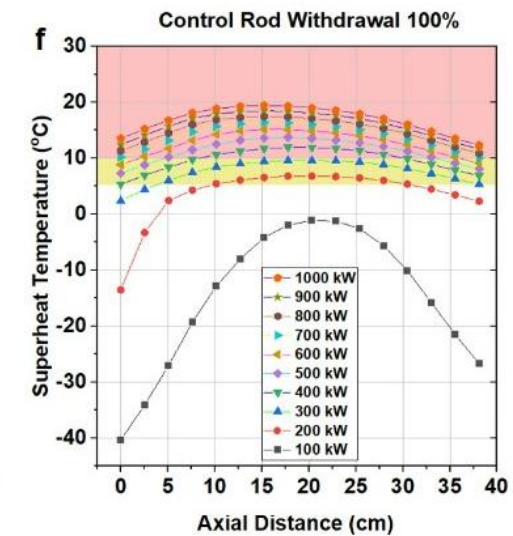
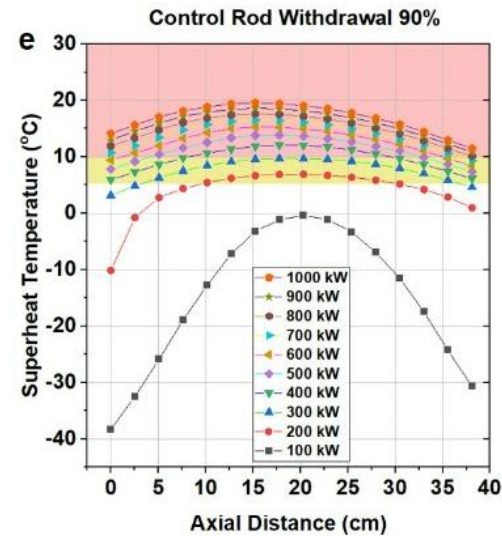
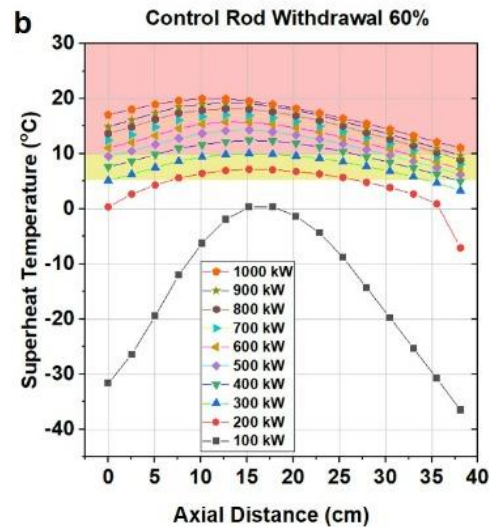
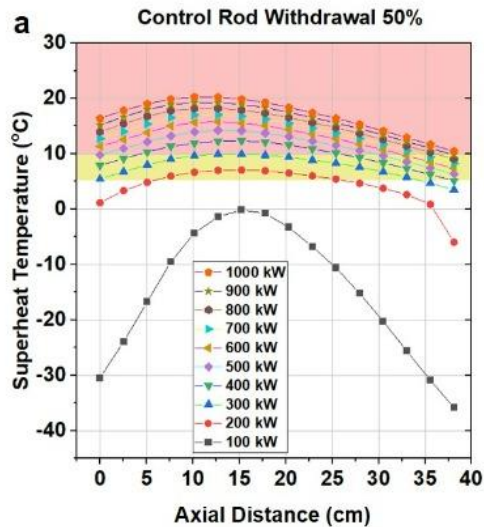
Parameter	Value
Reactor Thermal Power (MW)	0.1 - 1
Number of fuel element	111
Fuel rod diameter (cm)	3.7465
Fuel active length (cm)	38.1
Effective flow area (cm ²)	5.39
Hydraulic diameter (cm)	1.83
Coolant mass flow rate, (m ³ /min)	3.218
Inlet coolant temperature (°C)	32.2
Inlet coolant pressure (kg/cm ²)	1.69
Pitch between fuel rods (cm)	4.3536
Gap thickness between fuel and cladding (cm)	0.0023
Fuel thermal conductivity (W/cm-C)	0.1758 at 0°C 0.1833 at 100°C 0.1908 at 200°C 0.1983 at 300°C 0.2133 at 500°C 0.2508 at 1000°C 0.3257 at 2000°C

Result of MCNP calculation of reactivity, radial, and axial peak power factor

Control Rod Withdrawal	0	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%	80%	90%	100%
k-eff	0.938	0.942	0.951	0.966	0.984	1.002	1.018	1.030	1.041	1.047	1.051
RPF	1.863	1.842	1.832	1.828	1.828	1.825	1.823	1.826	1.823	1.823	1.826



- The axial peak power factor profile for control rod withdrawal scenarios from 50% until 100% of this core configuration.
- The maximum peak axial power factor was also obtained at the time of 60% withdrawal with a value of 1.34.
- The position of the hottest channel is in ring B-1 which is occupied by IFE (Instrumented Fuel Elements) type 8.5wt%.



- Superheat temperature profiles along axial distance at the various thermal power of the reactor with different control rod withdrawal (a-f) 50-100%.
- The region shaded in yellow and red are the subcooled and saturated nucleate boiling, respectively.

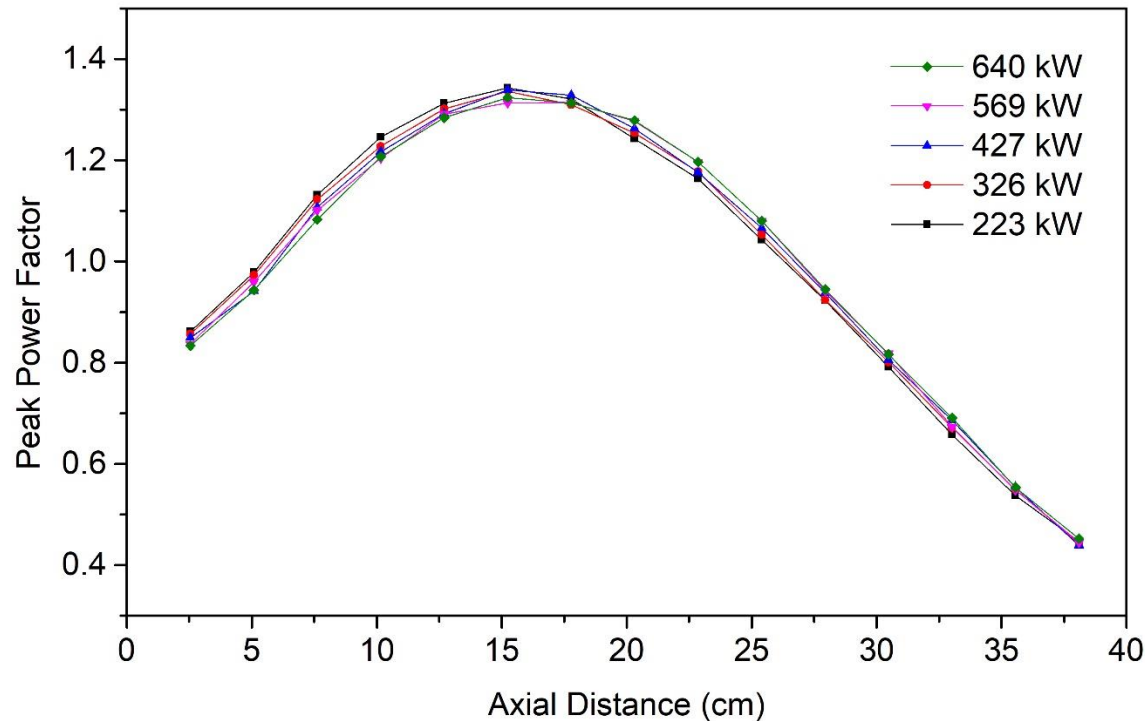
Indicated Power (kW)	Measured Power during Calibration (kW)
200	223.193
300	326.119
400	427.158
500	569.322
600	640.45

Comparison of power value indicated on the display with the measured value during calibration activities

Power Thermal (kW)	k-eff	RPF
223	1.00994	1.834
326	1.01424	1.832
427	1.01676	1.831
569	1.01977	1.83
640	1.02179s	1.827

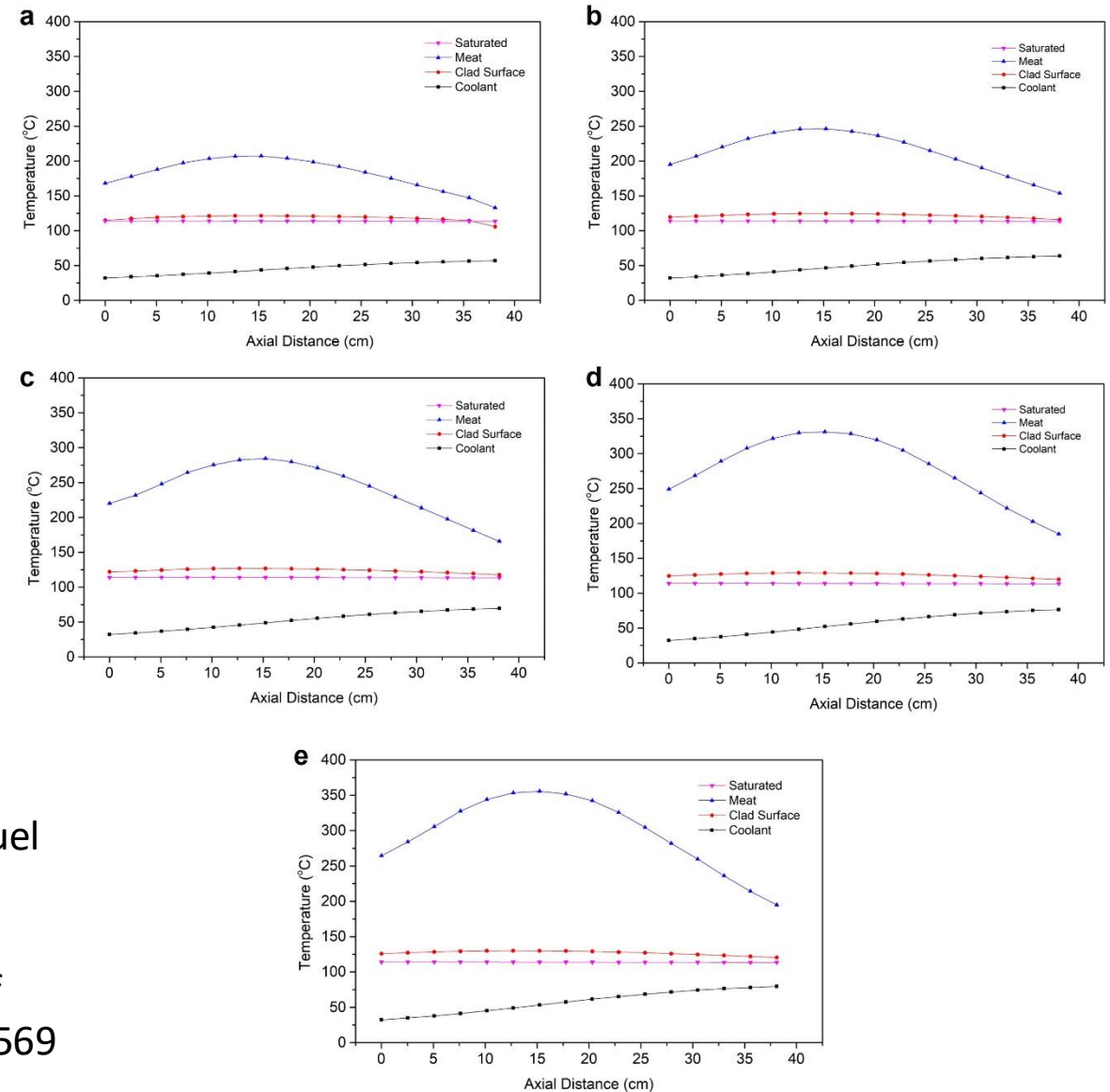
K-eff and radial peak power factor at various power thermal obtained from MCNP[®] calculation

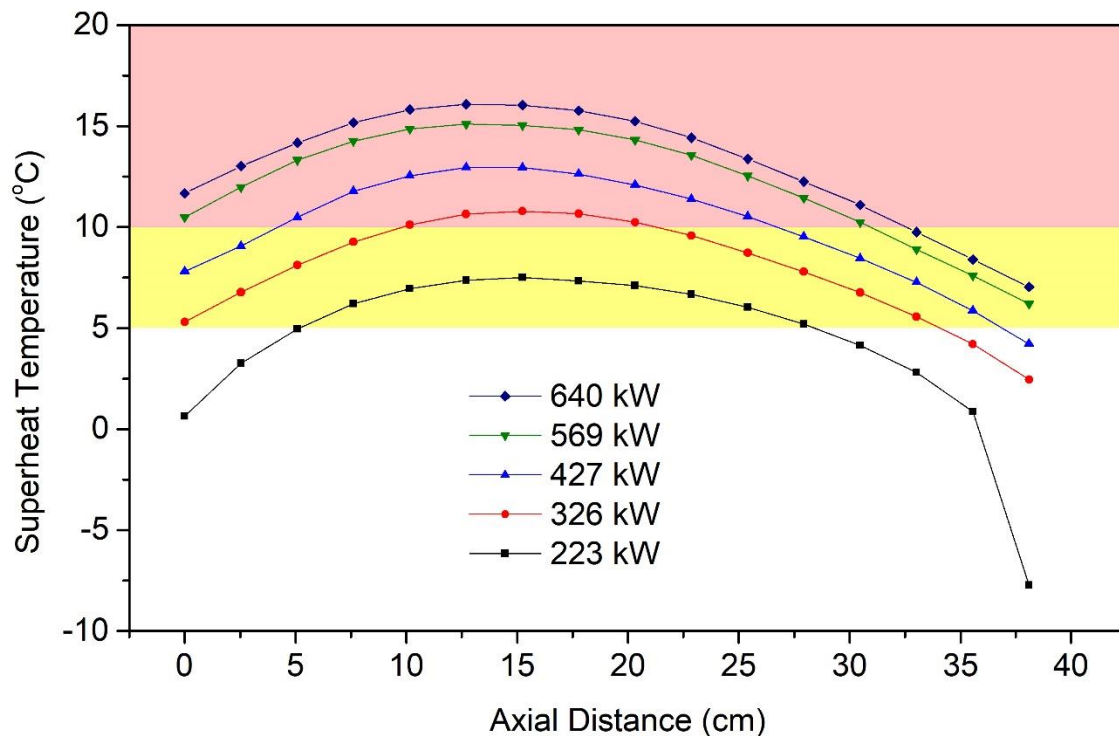
ANALISIS KESELAMATAN NEUTRONIK DAN TERMALHIDROLIK



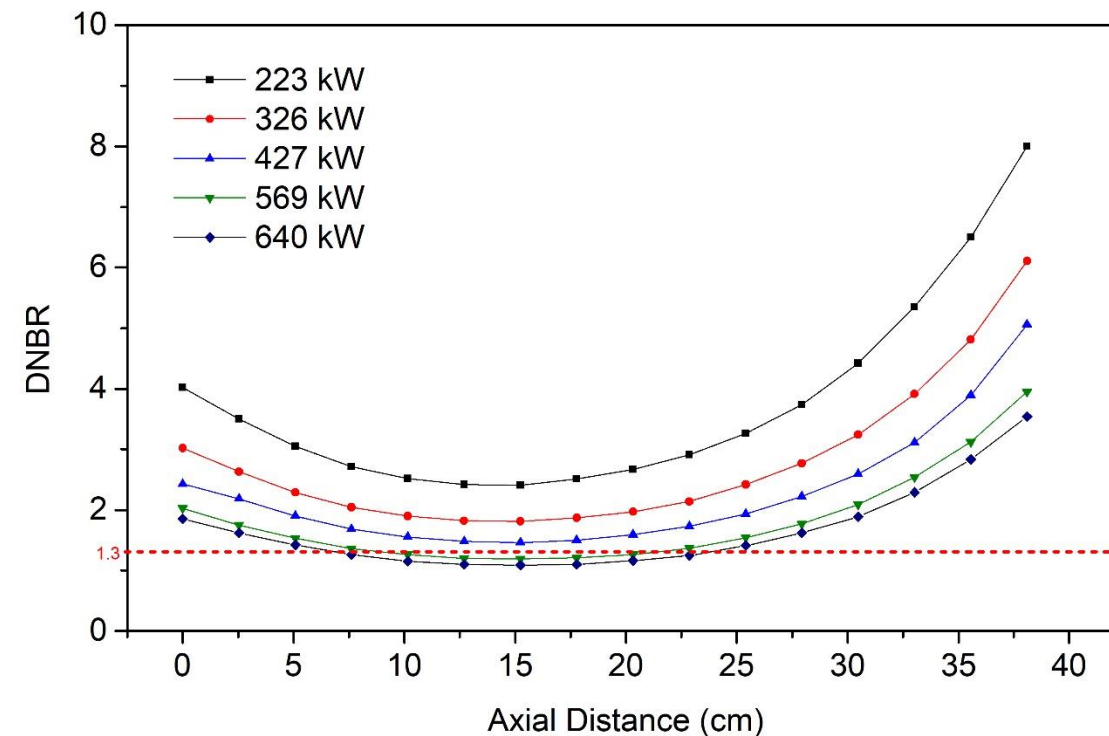
Distribution of the axial peak power factor for thermal power of 223 kW – 640 kW obtained from COOLOD-N2 calculation with fuel configuration as in the existing TRIGA 2000 core.

The temperature distribution for the radial peak power factor of 1.8 at various power levels: a) 223 kW, b) 326 kW, c) 427 kW, d) 569 kW, and e) 640 kW






Superheat temperature profiles along axial distance at various reactor thermal power. The region shaded in yellow and red are the subcooled and saturated nucleate boiling, respectively.



DNBR distribution towards the axial cooling channel in the reactor core at the axial peak power factor of 1.8. The red dashed line indicates DNBR threshold level for safety justification.

RESEARCH ARTICLE | FEBRUARY 15 2024

Subcooled boiling prediction on current fuel configuration of TRIGA 2000 reactor core by COOLOD-N2 code

Nuri Trianti ; Prasetyo Basuki; Alan Maulana; Abdul Rohim Iso Suwarso; Zaki Su'ud*AIP Conf. Proc.* 2967, 130020 (2024)<https://doi.org/10.1063/5.0194292>

Nuclear Engineering and Design

Volume 421, May 2024, 113092

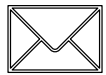


Neutronic and thermal-hydraulic analysis for TRIGA Mark II in subcooled nucleate boiling condition

[Nuri Trianti](#)^a  , [Prasetyo Basuki](#)^b , [Alan Maulana](#)^a , [Jupiter Sitorus Pane](#)^a ,
[Efrizon Umar](#)^a , [Zaki Su'ud](#)^c 



THANK YOU



nuri012@brin.go.id

**Research Organization for Nuclear Energy
National Research and Innovation Agency
Republic of Indonesia**

