

Solusi pendinginan alternatif saat LOCA disertai kegagalan ECCS pada reaktor NUSCALE: Simulasi pra eksperimen

Susyadi ^{a,b}, Mulya Juarsa^b, Nandy Putra^a, Raldi Artono Koestoer ^{a,1}

^aProgram Studi Teknik Mesin, Universitas Indonesia, Depok, 16424

^bPusat Penelitian Teknologi Reaktor Nuklir, BRIN, Tangerang Selatan, 15310

¹koestoer@eng.ui.ac.id

ABSTRACT

Loss of coolant accident (LOCA) is an event that must be considered in designing nuclear reactor. Generally, designers postulate various LOCA scenarios and prepare the rescue mechanisms. In NUSCALE reactor, a system called emergency core cooling system (ECCS) is used to deal with it. If this system fails, without operator action the reactor may end up with the core melt. This study is intended to investigate an alternative cooling when the accident is followed by the ECCS failure. The research is to be carried out using experimental facility which represent reactor condition. This facility is a two-loop system where the primary loop consists of boiler, condensation tank, steam separator, steam heater and condensate driving pump. The secondary loop is an air-cooled closed strand which supplies cold water to helical pipe to condense the steam. This paper discusses numerical simulation of experimental conditions using RELAP5 code to understand phenomena that may occur and to predict the steady state condition. The simulation was carried out by varying the heating power from 6 - 10 kW and the cooling water rate from 0.1 - 0.3 kg/s. Parameter transients, interpretation, analysis and recommendations are outlined in the discussion section. The simulation results show that the experimental facility can be used for investigating condensation phenomena in the above working range, because the heat from the heater can be completely removed from the system without exceeding the design pressure limit.

Keywords: Nuclear reactor, LOCA, Safety, RELAP5, Simulation

Received 2 September 2024; **Presented** 2 Oktober 2024; **Publication** 20 Januari 2025

DOI: 10.71452/590805

PENDAHULUAN

Reaktor nuklir didesain dengan menyertakan sistem pendukung untuk menjamin keselamatan operasi danantisipasi adanya kecelakaan. Salah satunya adalah sistem pendingin teras/core darurat (ECCS) yang bertugas mendinginkan teras reaktor bila terjadi kecelakaan kehilangan pendingin (LOCA). Pada reaktor air ringan (PWR) konvensional, sistem ini umumnya berupa kombinasi dari: (1) injeksi air menggunakan tangki bertekanan (*Accumulator*) dan (2) injeksi menggunakan pompa berkekuatan tinggi, [1]. Belajar dari kejadian di Fukushima dimana ketiadaan suplai listrik dapat menyebabkan gagalnya sistem penggerak aliran, maka desain ECCS pada beberapa reaktor baru telah menerapkan sistem pasif, guna menjamin keandalan dan mampu bekerja dalam jangka pendek maupun panjang[2][3]. Salah satu reaktor tersebut adalah NUSCALE.

LOCA merupakan kecelakaan yang memiliki konsekuensi serius. Ia dapat menyebabkan kerusakan bahan bakar nuklir dan lepasnya material radioaktif ke lingkungan. Oleh karena itu banyak peneliti yang melakukan investigasi dengan beragam skenario dan desain sistem reaktor. Studi-studi dilakukan dengan berbagai metoda, diantaranya melalui simulasi

numerik menggunakan program yang sesuai dan menggunakan perangkat perangkat eksperimen seperti: (1) *integral test facility* (ITF) dan (2) *separate effect test facility* (SETF).

Studi secara numerik diantaranya dilakukan oleh Sun et al.[4]. yang menggunakan program RELAP5 untuk mengevaluasi kemampuan desain baru sistem injeksi keselamatan pasif (PSIS) dalam menangani LOCA kecil (SB LOCA) pada reaktor nuklir di Qinshan, China. Simulasi dijalankan dengan variasi ukuran kebocoran. Hasilnya menunjukkan kemampuan yang efektif dari desain baru tersebut dalam menyelamatkan teras reaktor. Penelitian lainnya dilakukan oleh Thulu et al.[5] yang menganalisis peristiwa LOCA besar (LB-LOCA) di untai dingin reaktor VVER-1000 saat station blackout (SBO). Keluaran menunjukkan pentingnya *Accumulator* dalam menurunkan temperatur bahan bakar pada fase awal kejadian LOCA.

Selain itu, Freixa et al. [6] menggunakan program TRACE untuk mensimulasikan LOCA pada perangkat ITF skala besar bernama ROSA/LSTF [7] untuk memvalidasi kapabilitas program tersebut dalam memprediksi fenomena yang terjadi saat LOCA. Data eksperimen dan hasil simulasi

dibandingkan. Dalam simulasi tersebut, faktor ketidakpastian disertakan dan menunjukkan bahwa hasil eksperimen di ROSA/LSTF berada dalam rentang yang diprediksi oleh TRACE.

Penelitian lain yang menggunakan sarana ITF juga dilakukan oleh Yang et al.[8]. Eksperimennya ditujukan untuk menginvestigasi peran sistem *passive residual heat removal* (PRHR) di reaktor integral berbasis sirkulasi alam dalam memitigasi LOCA. Model yang diacu adalah reaktor yang sedang dikembangkan oleh *Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Corporation* (SNERDI). Dari eksperimen dapat terlacak fenomena penurunan tekanan dan kondensasi pada permukaan pipa helikal serta sirkulasi alam pada untai PRHR ketika LOCA.

Sementara itu, *Oregon state university* membuat fasilitas ITF skala besar untuk menyelidiki transien berbagai kejadian/kecelakaan yang terjadi pada desain reaktor bernama *Multi Application Small Light Water Reactor* (MASLWR), yang merupakan cikal bakal dari reaktor NUSCALE [9]. Experiment yang telah dilakukan diantaranya menyelidiki kejadian LOCA dan konfirmasi kapabilitas sistem keselamatan pasifnya.

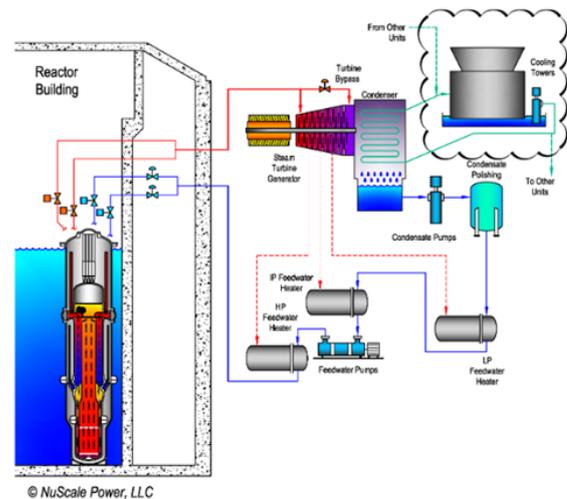
Penelitian-penelitian tersebut, sejauh ini belum membahas kejadian LOCA yang disertai kegagalan ECCS dan tindakan penyelamatan yang diperlukan, khususnya untuk reaktor NUSCALE. Pada penelitian ini dilakukan investigasi tentang kemungkinan melakukan penyelamatan teras dengan melakukan pendinginan melalui steam generator (SG) yang diubah perannya sebagai *safety condenser* untuk mendinginkan sistem primer. Dengan cara tersebut, air yang menguap karena panas peluruhan akan tergantikan oleh kondensat sehingga teras reaktor tetap terendam. Dalam kasus ini perlu diklarifikasi apakah suplai air dingin ke jalur umpan SG mampu mengambil kalor dari teras, menurunkan tekanan dan menjaga sistem primer bertekanan cukup rendah. Pendekatan tersebut sebelumnya telah dianalisis untuk kasus pada reaktor NUSCALE [10]. Penelitian ini bertujuan mengklarifikasi analisis pada referensi tersebut dengan menyelidikinya secara eksperimen. Namun sebelumnya perlu terlebih dahulu dilakukan simulasi numerik untuk memahami fenomena yang akan terjadi, menjamin keselamatan peralatan dan memberi gambaran efektivitas langkah eksperimen.

REVIEW LITERATUR

Sistem reaktor NUSCALE

NUSCALE merupakan reaktor PWR yang memiliki desain inovatif. Daya termal yang dihasilkannya adalah sekitar 160 MW. Sistem pembangkit uapnya disatukan dengan teras reaktor dalam bejana tunggal, yang membuatnya terhindar dari peristiwa LOCA besar. Selain itu, fluida sistem primernya disirkulasikan secara pasif sehingga kemungkinan kecelakaan kehilangan laju aliran (LOFA) tidak akan terjadi.

Reaktor ini menggunakan SG tipe helical untuk menghasilkan uap *superheat* bertekanan 3,5 MPa. Suplai air umpannya bertemperatur 149 °C dan memiliki laju sebesar 67 kg/s. Aliran tersebut didistribusikan kepada 1380 pipa [11] [12]. Di sisi atas bejana diletakkan Pressurizer yang berfungsi untuk mengontrol tekanan sistem. Ilustrasi disain dari reaktor ini dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Sistem pembangkit listrik NUSCALE [13]

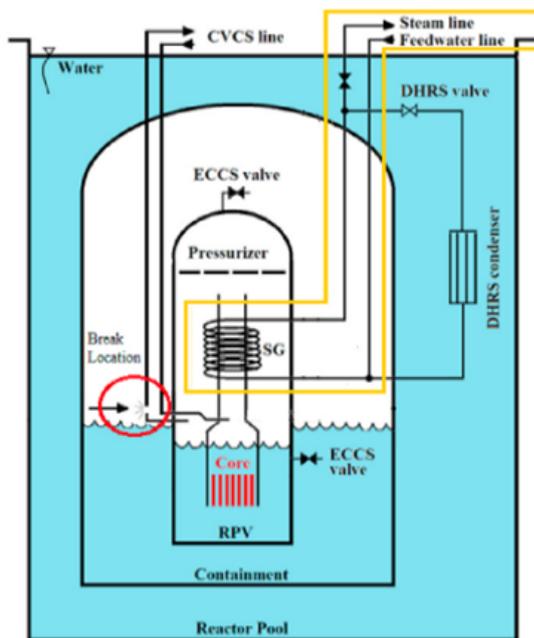
Selain itu, inovasi lain pada reaktor ini adalah penggunaan bejana kontainmen (CNV) yang terbuat dari metal dan bervolume relatif kecil serta terintegrasi sebagai satu kesatuan modul dengan bejana reaktor. Pada peng-instalasiannya, modul ini diletakkan dalam kolam air. Dengan desain seperti itu, kontainmen bersama sama dengan kolam air menjadi bagian dari fitur keselamatan saat terjadi kecelakaan.

LOCA and mekanisme ECCS

Pada penelitian ini, peristiwa LOCA yang diinvestigasi diakibatkan oleh pecahnya salah satu pipa saluran *chemical and volume control system* (CVCS) yang berada di ruang kontainmen. Pipa ini memiliki penetrasi ke bejana reaktor di sekitar bagian tengah, yakni sedikit di bawah SG. Saat bocor, air panas tersedembur ke kontainmen. Level air dan tekanan dalam bejana reaktor (RPV) akan menurun sejalan

dengan jumlah air yang telah dikeluarkan. Pada *setpoint* tertentu, sistem instrumentasi memadamkan reaksi fisi menggunakan batang kendali (*reactor trip*). Meskipun telah *trip*, teras masih memancarkan kalor sehingga terus memanaskan air yang ada. Beberapa parameter dari kejadian LOCA yang dibahas dalam penelitian ini dapat di lihat pada referensi[12].

Dengan berjalannya waktu, level air akan terus turun karena berubah menjadi uap. Sistem keselamatan akan bekerja saat level air dan beda tekanan antara RPV dan CNV mencapai *setpoint* yang telah ditetapkan. Bekerjanya sistem tersebut adalah dengan membuka katup-katup ECCS, yakni katup yang berada dibagian atas dan di sisi samping sebelah bawah RPV. Kedua katup ini menghubungkan RPV dengan CNV. Dengan membukannya katup-katup tersebut maka terbentuklah jalur sirkulasi pendinginan. Uap yang keluar dari katup atas akan terkondensasi di dinding CNV dan selanjutnya kondensat masuk kembali ke RPV melalui katup bawah.



Gambar 2. Keadaan saat terjadi LOCA [10]

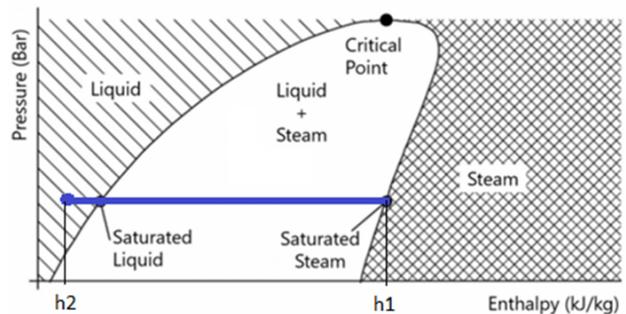
Bila katup-katup ECCS gagal membuka, maka kalor yang dihasilkan oleh teras akan terus menguapkan air dan keluar melalui jalur kebocoran. Kejadian ini lama kelamaan akan membuat teras menjadi tak terendam sehingga berpotensi *overheating* dan mengalami pelelehan. Resiko tersebut dapat dimitigasi apabila ada tindakan yang tepat dari operator selama fase awal setelah diketahui terjadinya kegagalan ECCS. Susyadi et al. [10] menawarkan solusi dengan memberikan injeksi air dingin dengan laju tertentu kedalam SG untuk menyelamatkan reaktor. Tindakan penyelamatan harus sudah dilakukan sebelum level air

mencapai bahan bakar nuklir. Ilustrasi LOCA di NUSCALE dan alternatif jalur pendinginan (wilayah dibatasi berwarna kuning) dapat dilihat pada Gambar 2.

METODOLOGI

Hal pokok dari tindakan penyelamatan adalah mengeluarkan kalor dari RPV serta menurunkan dan mempertahankan tekanan hingga berada di bawah tekanan CNV. Hal ini dapat dilakukan dengan mengkondensasi uap yang berada disekitar *shell* SG. Kondensat yang dihasilkan akan kembali ke teras reaktor melalui *downcomer* menggantikan penguapan yang terjadi.

Peristiwa kondensasi dan besarnya kalor yang dikeluarkan dari uap dapat dianalisa dengan menggunakan diagram Mollier. Diagram tersebut ditampilkan pada Gambar 3. Titik-titik dan garis ditambahkan untuk mengilustrasikan alur kondensasi uap.



Gambar 3. Diagram Mollier

Uap saturasi (titik 1) akan terkondensasi bila kontak dengan permukaan yang berada di bawah temperatur saturasinya. Peristiwa tersebut terjadi pada tekanan dan temperatur yang konstan. Besarnya kalor yang dikeluarkan adalah selisih antara enthalpy keadaan 1 (h_1) dan keadaan 2 (h_2), yakni $\Delta h = h_1 - h_2$.

Untuk kasus tipe *shell and tube* sebagaimana pada desain SG NUSCALE, laju kalor yang dibebaskan dari uap adalah

$$Q_s = \dot{m}_{uap} \cdot \Delta h. \tag{1}$$

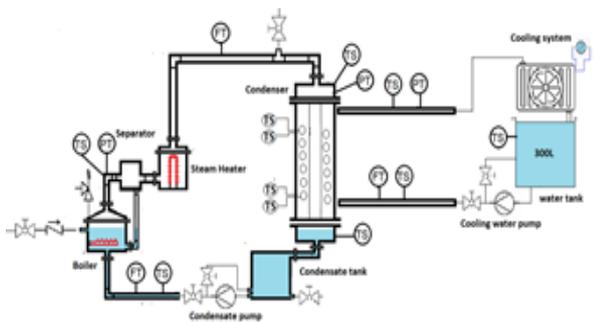
Sedangkan kalor yang diterima oleh air dalam pipa pada proses kondensasi tersebut adalah

$$Q_t = \dot{m}_{air} C_p (T_{outlet} - T_{inlet}) \tag{2}$$

Dimana m adalah laju alir (kg/s), C_p adalah kapasitas kalor (J/kg °C) dan T adalah temperatur.

Perangkat eksperimen

Eksperimen ini ditujukan untuk menyelidiki pendinginan sistem primer secara kondensasi di sisi luar pipa helikal saat dilakukan injeksi air dingin sebagaimana diskenariokan untuk penyelamatan di reaktor NUSCALE. Untuk itu, perlu ada sumber uap (*boiler*), tangki pengkondensasi dan sistem pensuplai air pendingin. Skema diagram dan gambar sarannya ditampilkan pada Gambar 4, sedangkan spesifikasinya ditampilkan pada Tabel 1. Secara umum, sarana ini didesain untuk tekanan maksimum 10 bar.



(a)



(b)

Gambar 4. (a) Skema sarana experiment dan (b) sarana eksperimen

Pemanas pada boiler merepresentasikan teras reaktor dan tangki kondensasi yang berisi pipa helikal mewakili SG di NUSCALE. Pipa-pipa penghubung mewakili jalur sirkulasi alam yakni jalur *riser* dan *downcomer*. *Separator* uap disertakan dengan tujuan untuk memastikan agar uap dalam keadaan kering ($quality = 1$) saat mencapai kondenser. Selain itu, terdapat pemanas-uap yang penggunaannya ditujukan untuk eksperimen yang melibatkan uap *superheat*.

Tabel 1. Spesifikasi sarana eksperimen

Komponen	Dimensi dan Spesifikasi
<u>Sisi Primer</u>	
Tangki Boiler	R = 30 cm, H = 60 cm
Pemanas Boiler	6 x 2 kW
Separator uap	Miyawaki H3
Pemanas uap	R = 7.5 cm, H=30 cm, with 750W <i>finned heater</i>
Tangki kondensasi	R = 30 cm, H = 100 cm
Pipa helikal	5/8" pipa tembaga, radius helik 9". L = 24,2 m
Tangki kondensat	R = 30 cm
Pompa kondensat	5,3 lpm
Perpipaan	Pipa 1" untuk koneksi antara pemanas uap dan kondenser dan pipa 1/2" untuk lainnya. Tekanan design 10 bar.
<u>Sisi sekunder</u>	
Air cooler	radiator mobil (2x)
Pompa	30 lpm
Tangki air dingin	200 liters

Sistem instrumentasi menggunakan Arduino Mega 2650 yang akan mengkoordinasikan pengambilan data dari sensor temperatur, tekanan dan laju alir. Thermocouple yang dipakai adalah tipe K. Posisi dari sensor dan transducer tersebut ditunjukkan pada gambar 6 (a).

Untuk bagian pemanas-uap, dayanya dikontrol dengan *dimmer* agar besarnya daya untuk membawa uap ke kondisi *superheat* dapat diatur. Untuk mencegah kebocoran kalor, seluruh permukaan yang bersentuhan dengan udara luar diselubungi dengan isolator Rockwool setebal 2,5 cm.

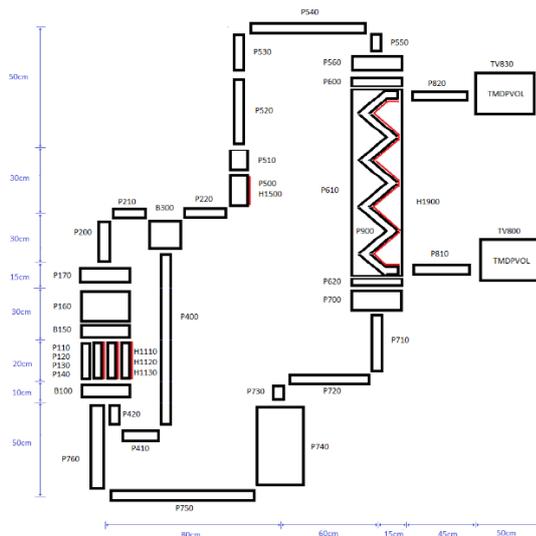
Pemodelan pada RELAP5

Sebelum eksperimen dilakukan, perlu diprediksi keadaan dan nilai parameter termohidrolik yang mungkin terjadi untuk mendapatkan pemahaman lebih awal, menjamin keselamatan peralatan dan sebagai sarana *benchmarking* dari pembacaan data. Untuk itu, digunakan program RELAP5. Program ini merupakan program multi fungsi yang sering digunakan untuk menyelidiki kondisi transien dan kecelakaan pada reaktor nuklir[14]. Algoritmanya didasarkan pada penyelesaian persamaan kontinuitas dua fase, persamaan konservasi momentum dua fase dan persamaan konservasi energi dua fase dalam sebuah volume tertentu. Formula yang digunakan dan

penyelesaian numeriknya dapat dilihat pada ref. [15]. Program ini juga memiliki model yang memfasilitasi perpindahan kalor yang terjadi antar dua volume. Korelasi yang digunakan secara otomatis diseleksi berdasarkan keadaan fluida yang bersentuhan. Selain itu, program juga memiliki formulasi aspek neutronik yang sangat berguna untuk menyelidiki transien di reaktor nuklir.

Penggunaan RELAP5 memerlukan proses re-presentrasi sistem yang sedang diinvestigasi menggunakan model-model generik. Hal tersebut dilakukan dengan menyusun *input deck* sesuai dengan komponen sistem yang ada. Pada simulasi ini, pompa kondensat tidak dimodelkan mengingat belum diketahui berapa nilai laju alir yang harus diberikan. Karenanya aliran kondensat akan mengikuti laju alir alamiah yang terjadi akibat hukum bejana berhubungan.

Karena fokus investigasi adalah peristiwa kondensasi yang ada di sisi *shell* SG, maka untuk penyederhanaan, bagian sekunder tidak dimodelkan seluruhnya. Peranannya sebagai sumber air dingin dianggap dapat disederhanakan dengan sumber air yang mampu menyuplai pendingin dengan laju alir dan temperatur konstan selama masa simulasi. Skema nodalisasi sarana eksperimen ke dalam RELAP5 ditampilkan pada Gambar 6.



Gambar 5. Nodalisasi sarana experiment pada RELAP5

Gambar menunjukkan bahwa sistem diwakili dengan rangkaian model-model PIPE, BRANCH, TMDPVOL, SNGLJUN, TMDPJUN dan HEATSTRUC yang disusun sedemikian rupa agar dapat menangkap fenomena yang terjadi pada sarana eksperimen. Tiap tiap model diberi nomer

identifikasi. Pada gambar, bagian dimana terjadinya perpindahan kalor ditandai dengan garis berwarna merah. Di boiler, pemanasan dimodelkan dengan 4 saluran air dengan 3 diantaranya diberikan sumber kalor berupa batang pemanas. Di kondenser, sisi *shell* nya dibagi menjadi sembilan segmen yang masing masing berisi pipa lurus dengan kemiringan tertentu.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Eksekusi steady state

Telah dilakukan eksekusi untuk mencapai *steady state* dengan kondisi uap saturasi sebagaimana keadaan uap dalam RPV saat LOCA. Diasumsikan bahwa sebelum eksperimen, dilakukan pengkondisian sarana eksperimen yakni dengan memanaskan air dan membuang udara (*non-condensable gas / NCG*) yang ada di dalam pipa, karena NCG dapat mempengaruhi *heat transfer coefficient* (HTC) kondensasi. Selanjutnya pada simulasi, kondisi awal diset dimana untai primer sebagian berisi air dan sebagian lainnya berisi uap murni. Level air adalah sekitar 1,1-meter diukur dari titik terendah, suhu rata-rata air adalah 98 °C dan tekanan awal uap sekitar 2 bar.

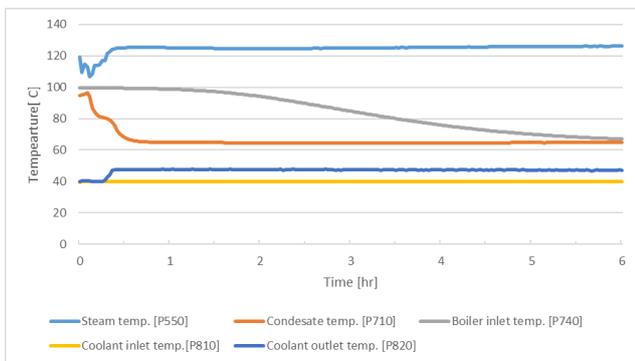
Selanjutnya dilakukan simulasi untuk daya pemanas boiler 6 kW. Laju alir air pendingin pada untai sekunder adalah 0,2 kg/s dengan temperatur masukan 40 °C. Pada simulasi ini, Pemanas-uap tidak diaktifkan mengingat simulasi yang melibatkan uap superheat akan dilakukan pada analisis selanjutnya. Saat eksekusi, daya pemanas boiler dan laju alir pendingin diaktifkan secara bersamaan. Namun daya pemanas tidak langsung maksimum, akan tetapi dinaikkan secara bertahap yakni meningkat sebesar 2 kW tiap rentang 10 menit. Eksekusi dilakukan untuk 6 jam waktu-simulasi guna melihat keadaan parameter termohidrolik yang ada dan capaian kondisi *steady state*.

Hasil simulasi yang berupa transient temperatur, laju alir, level air, tekanan dan perpindahan kalor yang terjadi ditampilkan pada Gambar 6-9. Gambar 6 menunjukkan profil temperatur uap [P550], temperatur kondensat [P710], temperatur masukan boiler [P740], serta temperatur masukan [P810] and keluaran [P820] pipa pendingin. Gambar 7 menunjukkan indikasi level air di boiler dan tekanan uap [P550]. Gambar 8 menampilkan laju perpindahan kalor di boiler dan condenser. Gambar 9 menunjukkan laju alir uap dan kondensat serta beda tekanan uap antara boiler [P170] dan condenser [P900].

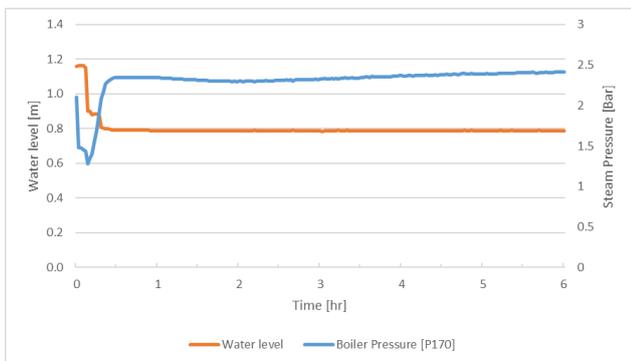
Transient diawali dengan penurunan tekanan uap yang relatif drastis. Hal ini disebabkan oleh pemindahan kalor di kondenser yang berlangsung pada awal

eksekusi memberi dampak langsung terhadap penurunan tekanan uap dibandingkan dengan efek peningkatan tekanan dari kalor yang diberikan oleh pemanas di boiler, yang perlu waktu beberapa saat untuk menaikkan temperatur air menuju titik saturasinya sebelum mengubahnya menjadi uap. Penurunan tekanan uap yang drastis menyebabkan sebagian air dipermukaan berubah fase untuk mempertahankan kesetimbangan uap dan air agar tetap pada posisi saturasinya sehingga level air menurun. Penurunan level air dan profil tekanan terlihat pada Gambar 7. Setelah kondisi tersebut, tekanan berangsur-angsur meningkat secara bertahap sejalan dengan pendidihan dan penguapan yang terjadi di boiler.

Berdasarkan Gambar 7, perlu diperhatikan aspek keselamatan pemanas akibat adanya penurunan level air yang cukup drastis pada awal pendinginan. Saat eksperimen, level air ini perlu dipantau jangan sampai tidak merendam batang pemanas karena dapat menyebabkan kerusakan alat.



Gambar 6. Profil temperatur uap, kondensat dan boiler inlet



Gambar 7. Level air dan tekanan uap

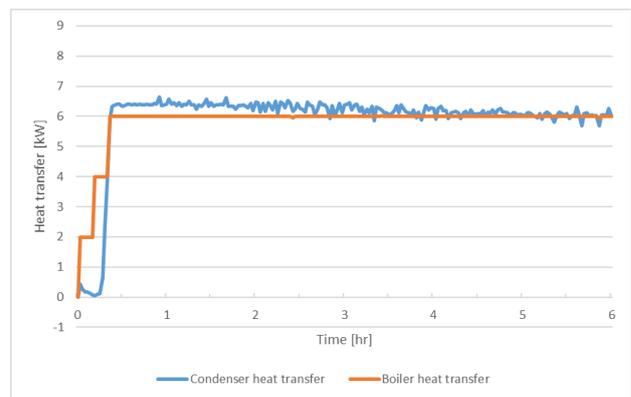
Profil temperatur (Gambar 6) dan perpindahan kalor (Gambar 8) menunjukkan bahwa sistem memerlukan waktu sekitar 6 jam untuk mencapai *steady state*. Gambar 6 menunjukkan bahwa temperatur inlet ke boiler memerlukan waktu cukup lama untuk *steady* (keadaan dimana T_{boiler_inlet} tidak lagi menurun).

Hal ini karena laju pembentukan kondensat yang sangat sedikit dibanding volume air yang mengisi tangki kondensat dan pipa bagian bawah sehingga memerlukan waktu yang cukup lama untuk menyatukan temperaturnya.

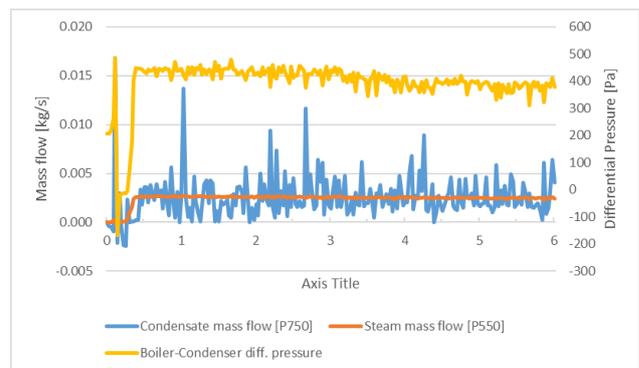
Kondisi *steady* juga terdeteksi dari pasangan laju perpindahan kalor pada Gambar 8. Gambar tersebut menunjukkan bahwa perpindahan kalor di boiler dan di condenser baru berhimpitan satu sama lain disekitar akhir simulasi,

Fluktuasi aliran

Gambar 9 menunjukkan profil laju-alir uap, laju-alir kondensat dan beda tekanan uap antara bagian atas boiler [P170] dan sisi bawah condenser [P900]. Setelah sebagian jam pertama, terlihat laju alir uap telah stabil dibandingkan laju alir air kondensat. Hal tersebut disebabkan karena penyebab pergerakan dari keduanya yang berbeda. Untuk uap, pergerakan masa dipengaruhi oleh perbedaan tekanan uap antara boiler dan sisi shell condenser.



Gambar 8. Perpindahan kalor di kondenser and boiler



Gambar 9. Laju alir uap dan kondensat

Sedangkan pergerakan air/kondesat pada pipa bawah disebabkan perbedaan tekanan hidrostatik antara sisi-sisi bejana berhubungan, yakni $dP = \rho_{left}(T) * g * L_{left}$

– $\rho_{right}(T) * g * L_{right}$. Dimana ρ adalah densitas, g adalah gravitasi dan L adalah level air.

Secara alamiah level air keduanya akan senantiasa menuju kondisi $dP \rightarrow 0$. Bila dP menunjukkan sisi kanan lebih besar, maka air akan mengalir ke kiri. Proses perubahan fase, baik pendidihan maupun kondensasi merupakan peristiwa yang fluktuatif, sehingga level diantara keduanya juga senantiasa fluktuatif. Fluktuasi yang tidak sinkron antar level sisi kiri dan kanan menyebabkan aliran di pipa bawah menjadi tidak dapat stabil. Semakin besar kapasitas daya pemanas dan kondensasi maka amplitude fluktuasi akan menjadi semakin besar. Namun demikian, secara keseluruhan, arah alirannya adalah dari sisi condenser menuju boiler.

Memahami grafik laju alir pada pipa bawah maka perlu dilakukanantisipasi pada proses pengukuran. Fluktuasi yang besar dapat menurunkan ketelitian pengukuran.

Keseimbangan kalor

Dari simulasi yang telah dilakukan, *heat balance* keadaan *steady state* dapat dicek dengan bantuan diagram Mollier. Temperatur uap yang masuk condenser adalah 126,1 °C dan tekanannya 2,4 bar. Setelah terkondensasi, temperatur kondensatnya adalah 67,4 °C. Dengan diagram Mollier diperoleh

Enthalphy uap $h_1=2714,4$ kJ/kg

Enthalphy kondensat $h_2=280,6$ kJ/kg

Penurunan enthalphy $\Delta h = h_2-h_1 = 2433,8$ kJ/kg

Laju alir masa uap adalah $2,5 \cdot 10^{-3}$ kg/s.

Kalor yang dikeluarkan saat kondensasi = $\dot{m} * \Delta h = 2,5 \cdot 10^{-3}$ kg/s * 2433,8 kJ/kg = 6 kJ/s

Pada sisi sekunder

Temperatur masukan $T_{inlet} = 40$ °C.

Temperatur keluaran $T_{outlet} = 47,2$ °C

Laju alir pendingin $\dot{m} = 0,2$ kg/s

Kalor yang dipindahkan ke air = $0,2$ kg/s * 4181 J/kg °C* (47,2 °C – 40 °C) = 6 kJ/s

Terlihat bahwa simulasi numerik memberikan hasil prediksi yang logis karena *heat balance* antara sisi primer dan sekunder menunjukkan nilai yang relatif sama.

Simulasi numerik juga dilakukan untuk daya pemanas dan laju alir pendingin yang bervariasi. Hasilnya ditabulasi pada Tabel 2 dan Tabel 3.

Tabel 2. Hasil simulasi dengan variasi daya pemanas dengan laju alir pendingin 0,2 kg/s

Parameter	Kondisi#1	Kondisi#2	Kondisi#3
<u>Sisi Primer</u>			
Daya heater (kW)	6	8	10
Tekanan uap (bar)	2,4	2,4	2,5
T _{uap} (°C)	126,1	126,1	127,6
Laju uap (kg/s)	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$
T _{kondensat} (°C)	67,4	67,3	70,9
<u>Sisi sekunder</u>			
T _{inlet} (°C)	40,0	40,0	40,0
T _{outlet} (°C)	47,2	49,6	52,8
Laju alir air (kg/s)	0,2	0,2	0,2

Tabel 3. Hasil simulasi dengan memvariasikan laju alir pendingin pada daya pemanas 8 kW

Parameter	Kondisi#4	Kondisi#2	Kondisi#5
<u>Sisi Primer</u>			
Heater power (kW)	8	8	8
Tekanan uap (bar)	2,4	2,4	2,4
T _{uap} (°C)	126,6	126,1	125,7
Laju uap (kg/s)	$3,4 \cdot 10^{-3}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$
T _{kondensat} (°C)	68,2	67,3	67,0
<u>Sisi sekunder</u>			
T _{inlet} (°C)	40	40,0	40
T _{outlet} (°C)	59,8	49,6	46,4
Laju alir air (kg/s)	0,1	0,2	0,3

Koefisien perpindahan kalor kondensasi

Pemodelan pada RELAP5 untuk pipa helical didekati dengan pipa lurus dengan kemiringan tertentu. Hal ini berpotensi menjadi penyebab pengukuran memberikan hasil yang berbeda dengan hitungan simulasi. Pada kenyataannya, pipa helical memiliki karakteristik sebagai tumpukan pipa sejajar dimana kondensat dari pipa bagian atas akan menebalkan lapisan film pada pipa yang berada dibagian bawahnya. Semakin kebawah HTC kondensasi menjadi semakin kecil. Pada pemodelan RELAP keadaan ini tidak diperhitungkan.

Selain itu, pipa helical memiliki kelengkungan yang dapat menimbulkan efek secondary flow yang menaikkan HTC konveksi di bagian dalam. Kedua factor diatas menjadi hal yang dapat menyebabkan perbedaan hasil simulasi dengan pengukuran.

KESIMPULAN

Telah dilakukan simulasi pra-ekperimen yang memberikan gambaran fenomena dalam sarana eksperimen. Simulasi menunjukkan bahwa process pencapaian *steady state* memerlukan waktu sekitar 6 jam. Analisis *heat-balance* memberikan petunjuk bahwa hasil prediksi cukup logis. Simulasi juga menunjukkan fluktuasi aliran kondensat yang perlu menjadi perhatian dalam process pengukuran. Hal lain seperti keterbatasan pemodelan pipa helical pada RELAP5, kebocoran kalor dan kapasitas riil batang pemanas perlu menjadi pertimbangan bila terjadi perbedaan antara simulasi dengan pengukuran. Secara keseluruhan, sarana ekperimen dapat digunakan untuk experiment hingga daya pemanas 10 kW, karena tekanan maksimum yang terjadi tidak melampaui batasan disain peralatan.

UCAPAN TERIMAKASIH

Terimakasih kepada Universitas Indonesia yang telah memberikan bantuan pendanaan dan Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN) sehingga simulasi numerik dapat dilakukan.

KONTRIBUSI PENULIS

Penulis pertama: membuat draft manuskrip dan perhitungan simulasi, penulis kedua: melakukan review dan analisis, penulis ketiga supervisi dan penulis keempat: ide, konsep dan metode.

DANA PENELITIAN

Bantuan Universitas Indonesia dengan skema seed funding professor FTUI tahun 2022. Contract number NKB-1956/ UN2.F4.D/PPM.00.00/2022

DAFTAR PUSTAKA

- [1] W. E. Cummins and R. Matzie, "Design evolution of PWRs: Shippingport to generation III+," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 102, pp. 9–37, Jan. 2018, doi: 10.1016/J.PNUCENE.2017.08.008.
- [2] C. Zeliang, Y. Mi, A. Tokuhira, L. Lu, and A. Rezvoi, "Integral PWR-Type Small Modular Reactor Developmental Status, Design Characteristics and Passive Features: A Review," *Energies 2020, Vol. 13, Page 2898*, vol. 13, no. 11, p. 2898, Jun. 2020, doi: 10.3390/EN13112898.
- [3] J. N. Reyes, "NuScale plant safety in response to extreme events," *Nuclear Technology*, vol. 178, no. 2. American Nuclear Society, pp. 153–163, 2012. doi: 10.13182/NT12-A13556.
- [4] L. Sun, X. Wang, J. Wang, M. Liu, and G. Xia, "RELAP5 Foresight Thermal-Hydraulic Analysis of Hypothesis Passive Safety Injection System under LOCA for an Existing NPP in China," 2020, doi: 10.1155/2020/8844910.
- [5] F. G. D. Thulu, A. Elshahat, and M. Hassan, "Safety Analysis in VVER-1000 Due to Large-Break Loss-of-Coolant Accident and Station Blackout Transient Using RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.5," *Nucl. Sci. Eng.*, vol. 196, no. 5, pp. 568–583, 2022, doi: 10.1080/00295639.2021.2009984.
- [6] J. Freixa, T. W. Kim, and A. Manera, "Thermal-hydraulic analysis of an intermediate LOCA test at the ROSA facility including uncertainty evaluation," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 249, pp. 97–103, Aug. 2012, doi: 10.1016/j.nucengdes.2011.08.061.
- [7] K. TASAKA *et al.*, *Conceptual Design of Large Scale Test Facility (LSTF) of ROSA-IV program for PWR small break LOCA Integral Experiment*. Tokai-Mura, Japan: JAERI, 1981.
- [8] Z. Yang *et al.*, "Experiment investigation of a secondary PRHR cooling effect on an integral facility after a LOCA accident," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 169, p. 105060, Apr. 2024, doi: 10.1016/J.PNUCENE.2024.105060.
- [9] F. Mascari, G. Vella, B. G. Woods, and F. D'Auria, "Analyses of the OSU-MASLWR experimental test facility," *Sci. Technol. Nucl. Install.*, vol. 2012, 2012, doi: 10.1155/2012/528241.
- [10] Susyadi, M. Juarsa, N. Putra, and R. A. Koestoer, "An alternative cooling solution during loss of coolant accident with emergency core cooling system failure in NUSCALE nuclear reactor," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 169,

p. 105063, Apr. 2024, doi:
10.1016/J.PNUCENE.2024.105063.

- [11] NuScale Power LLC., *NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter five Reactor Coolant System and Connecting Systems*, no. July. Oregon, United States of America, 2020. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A493.pdf>
- [12] NuScale Power-LLC, “NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter Fifteen Transient and Accident Analyses.” Oregon, United States of America, 2016.
- [13] NuScale Power LLC., “NuScale Standard Plant Design Certification Application: Introduction and General Description of the Plant,” no. July. 2018.
- [14] C. M. Allison and J. K. Hohorst, “Role of RELAP/SCDAPSIM in nuclear safety,” *Sci. Technol. Nucl. Install.*, vol. 2010, 2010, doi: 10.1155/2010/425658.
- [15] RELAP5 Team, *RELAP5/MOD 3.3 Code Manual, Vol 1 Code structure, system models, and solution method*. Idaho Falls, 2001.