

ANALISIS TEGANGAN TERMAL PADA DINDING BEJANA TEKAN REAKTOR PWR

Elfrida Saragi, Roziq Himawan

Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir - BATAN

ABSTRAK

ANALISIS TEGANGAN TERMAL PADA DINDING BEJANA TEKAN REAKTOR PWR. Bagian utama di dalam PLTN tipe *Pressure Water Reactor* (PWR) adalah bejana tekan dan sistem pendingin reaktor. Bejana tekan reaktor sering mendapatkan beban termal, radiasi, tekanan dan kemungkinan korosi. Salah satu masalah di dalam sistem keamanan suatu PLTN adalah, bejana tekan harus mampu menahan tegangan akibat beban termal. Oleh karena itu kajian tentang integritas struktur dari bejana tekan perlu dikaji sehingga integritas struktur dapat dijaga selama umur pakainya. Salah satu kajian tentang integritas struktur adalah analisis struktur yang ditinjau berdasarkan tegangan dengan cara bervariasi beban termal. Penyelesaian masalah menggunakan simulasi komputasi elemen hingga dengan perangkat lunak MSC-NASTRAN. Simulasi komputasi menggunakan data bejana tekan reaktor AP1000. Tujuan dari penelitian ini adalah melakukan analisis struktur berdasarkan tegangan akibat beban termal. Analisis tegangan akibat beban termal dilakukan pada dinding bejana tekan. Hasil simulasi komputasi menunjukkan bahwa pengaruh perbedaan temperatur inlet dan outlet yang besar akan meningkatkan tegangan termal. Pada kondisi temperatur di inlet dan outlet sebesar 427 °C dan 250 °C diperoleh tegangan termal sebesar 248 MPa. Hasil analisis tegangan termal pada kondisi ini masih aman karena besar tegangan yang diizinkan sebesar 1/3 dari nilai *tensile strength* material.

Kata kunci: dinding bejana tekan, tegangan-termal, Code MSC-NASTRAN, PWR

ABSTRACT

THERMAL STRESS ANALYSIS ON THE WALL OF PWR PRESSURE VESSEL. *The main part of the pressurized water reactor (PWR) is a pressure vessel and the reactor coolant system. The reactor pressure vessel often experiences a load of thermal, radiation, pressure and the possibility of corrosion. One of the problems in the safety system of a nuclear power plant is that the pressure vessel must be able to withstand the stress due to thermal loads. Therefore, the study of the structural integrity of the pressure vessel needs to be reviewed so that the integrity of the structure can be maintained during the remaining life. One study on the structural integrity is based on the analysis of the structure. Solving problems is conducted using computational simulation of finite element of MSC-NASTRAN code. The computational simulation uses the data of AP1000 reactor pressure vessel. The purpose of this study was to analyze the structure by stress due to variations of thermal loads carried out on the walls of the pressure vessel. The simulation results indicate that the effect of the temperature difference between the inlet and the outlet is likely to increase the thermal stress. When the inlet and outlet temperature achieve 427 °C and 250 °C, a the thermal stress of 248 MPa is obtained. The results of the thermal stress analysis show that the under operational condition the pressure wall can maintain its integrity since the allowed stress is equal to 1/3 of the value of tensile strength material.*

Keywords: *pressure vessel wall, thermal stress, MSC-NASTRAN code, PWR*

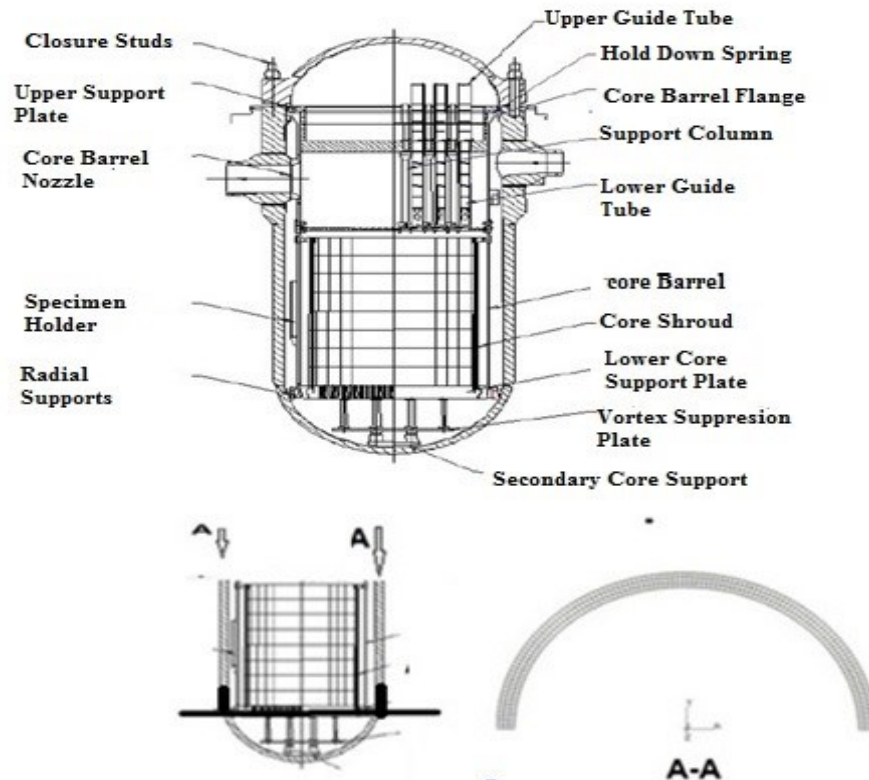
PENDAHULUAN

Bejana tekan reaktor merupakan komponen sangat penting yang dikategorikan ke dalam standar keselamatan Kelas 1 dalam reaktor air ringan tipe reaktor air bertekanan (*Pressurized Water Reactor*). Bejana tekan (*Pressure Vessel*) adalah tempat penampungan suatu fluida baik berupa cair maupun gas dengan tekanan yang lebih tinggi dari tekanan atmosfer. Agar tekanan dalam reaktor tetap terjaga, maka sistem primer ini dilengkapi dengan tangki bertekanan (*pressurizer*). Oleh karena itu, integritas suatu bejana tekan harus dijaga selama umur pakainya^[1-2]. Dalam reaktor air tekan terdapat konstruksi sistem pendinginan primer (sistem reaktor) dan sistem pendingin sekunder (sistem uap). Keduanya mengungkung material radioaktif agar tidak menyebar keluar dari reaktor. Pada sistem primer air tidak diperbolehkan mendidih dengan cara memberi tekanan yang cukup tinggi. Air pendingin bertekanan tinggi dan bertemperatur tinggi dari sistem primer dialirkan ke perangkat pembangkit uap (*steam generator*) dengan pompa sirkulasi primer. Tekanan desain AP1000 sebesar 17,1 MPa dengan temperatur sebesar 343 °C, tekanan operasi sebesar 15,51 MPa dan tekanan hidrostatis sebesar 21,55 MPa^[1,3,4]. Sejak tahun 1978 isu keselamatan mengenai dampak bahaya tegangan panas yang terjadi pada bejana tekan reaktor terus mendapat perhatian^[1,3-5]. Keandalan pada bagian ini sangat tergantung pada beban yang diterimanya. Salah satu masalah didalam sistem keamanan suatu PWR adalah, bejana tekan harus mampu menahan tegangan akibat termal^[5-8]. Material yang digunakan

pada bejana tekan PWR adalah SA508 atau SA533B^[7-15]. Besarnya tegangan karena pengaruh beban termal harus berada pada daerah aman. Besar tegangan yang diizinkan sebesar 1/3 dari nilai *tensile strength* (daerah aman untuk keselamatan operasi)^[1-15]. Tegangan akibat beban termal merupakan persoalan teknik yang cukup kompleks untuk diselesaikan secara analitis. Penyelesaian masalah menggunakan simulasi elemen hingga. Simulasi elemen hingga yang dilakukan pada dinding bejana tekan dan tidak memperhitungkan sambungan ataupun nosel yang ada pada bejana tekan reaktor. Simulasi elemen hingga menggunakan data reaktor AP1000. Simulasi ini menggunakan perangkat lunak MSC-NASTRAN^[16]. Tujuan penelitian ini adalah melakukan komputasi untuk analisis tegangan termal akibat temperatur berdasarkan metode elemen hingga. Hasil simulasi komputasi akan diketahui integritas struktur berdasarkan tegangan akibat beban termal pada dinding bejana tekan reaktor.

METODOLOGI

Komputasi untuk analisis tegangan termal menggunakan *code* MSC-NASTRAN berbasis metode elemen hingga. Bentuk bejana tekan AP1000 cukup kompleks maka untuk analisis bejana tekan akan dimodelkan pada dinding bejana tekan. Pemodelan bejana tekan dilakukan pada 2 dimensi yaitu pada dinding bejana tekan tidak menyertakan *nozzle* dan tidak memperhitungkan sambungan pada bejana seperti ditunjukkan pada Gambar 1.

Gambar 1. Bejana Tekan PWR^[16]

Geometri bejana tekan menggunakan ukuran diameter dalam dan diameter luar yang besarnya masing- masing adalah D_{in} sebesar 4,039 m dan D_{out} sebesar 4,4704 m. Material properties menggunakan data material SA533B class 1 dan beban yang digunakan adalah beban temperatur, Tahapan proses yang dilakukan pada pemodelan adalah sebagai berikut:

- Desain geometri yang dilakukan dengan menyederhanakan geometri bejana tekan AP1000 menjadi berbentuk $\frac{1}{4}$ lingkaran tanpa menyertakan *nozzle* dan tidak memperhitungkan sambungan pada bejana

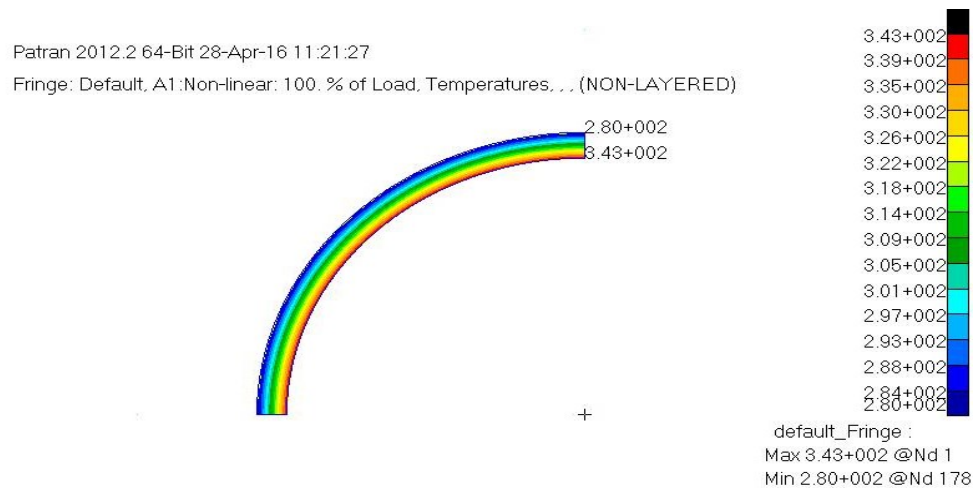
Dengan ukuran geometri menggunakan diameter dalam dan luar bejana tekan.

- Dilakukan diskritisasi bidang (membagi bidang menjadi elemen yang kecil).
- Memberikan material properties menggunakan data pada Tabel 1 dan elemen properties. Untuk analisis termal, material propertis yang dibutuhkan adalah koefisien konduksi panas dan koefisien ekspansi panas. Sedangkan untuk analisis tegangan dibutuhkan konstanta elastisitas dan *poisson ratio* .

Tabel 1. Spesifikasi material SA 533B Class 1^{[1],[4-5],[11],[17-18]}

Temperature (°C)	Modulus of elasticity (Gpa)	Poisson ratio	Heat conductivity (W/m °C)	Thermal expansion (1/°C)
~350	183	0,3	38,7	15,1E-06

- Penyelesaian yang dilakukan adalah menyelesaikan persamaan panas konduksi dan persamaan tegangan akibat termal. Untuk analisis panas konduksi beban temperatur menggunakan beban temperatur inlet dan outlet ditunjukkan pada Gambar 2.
- Dilakukan variasi beban temperatur dengan menggunakan data pada Tabel 2.
- Dilakukan analisis struktur yaitu tegangan. Beban yang digunakan adalah beban termal (hasil analisis konduksi berupa distribusi temperatur).
- Memberikan material properties berupa modulus elastisitas, *poisson ratio* ditunjukkan pada Tabel 1 dan mendefinisikan beban batas.
- Dilakukan eksekusi program menggunakan *solver* MSC-NASTRAN (menyelesaikan komputasi tegangan termal berbasis elemen hingga)
- Dilakukan post-prosesing (menampilkan hasil).



Gambar 2. Distribusi Temperatur pada kondisi T_{inlet} 343 °C dan T_{outlet} 280 °C

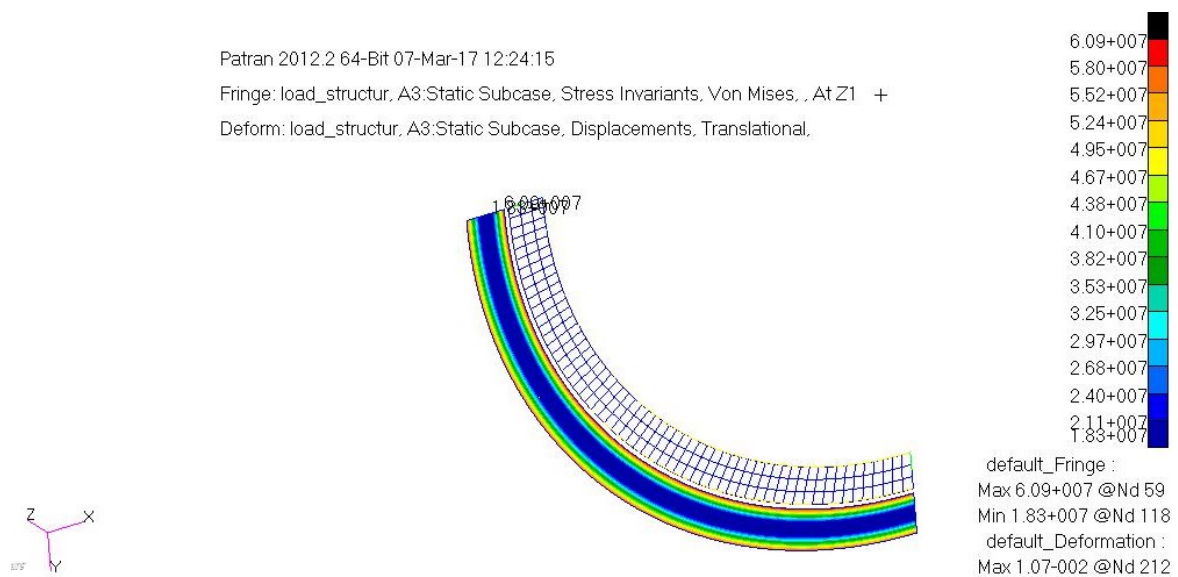
Tabel 2. Beban termal ^{[15],[17-18]}

No.	Temperatur inlet (°C)	Temperatur outlet (°C)
1.	343	300
2.	343	250
3.	343	200
4.	427	300
5.	427	250

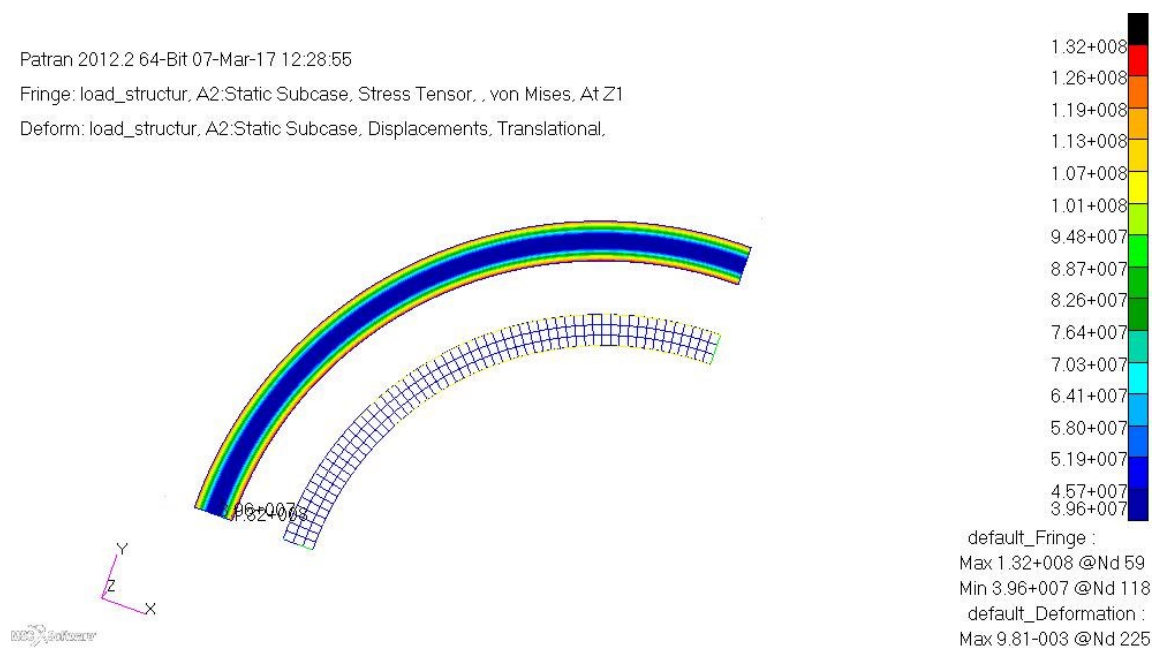
HASIL DAN PEMBAHASAN

Pemodelan dilakukan dengan menyederhanakan geometri bejana tekan tanpa memperhitungkan nosel dan sambungan. Analisis yang dilakukan ini terdapat gabungan antara analisis struktural dan analisa termal maka jenis elemen yang digunakan harus didefinisikan sebagai elemen struktur dan termal. Elemen

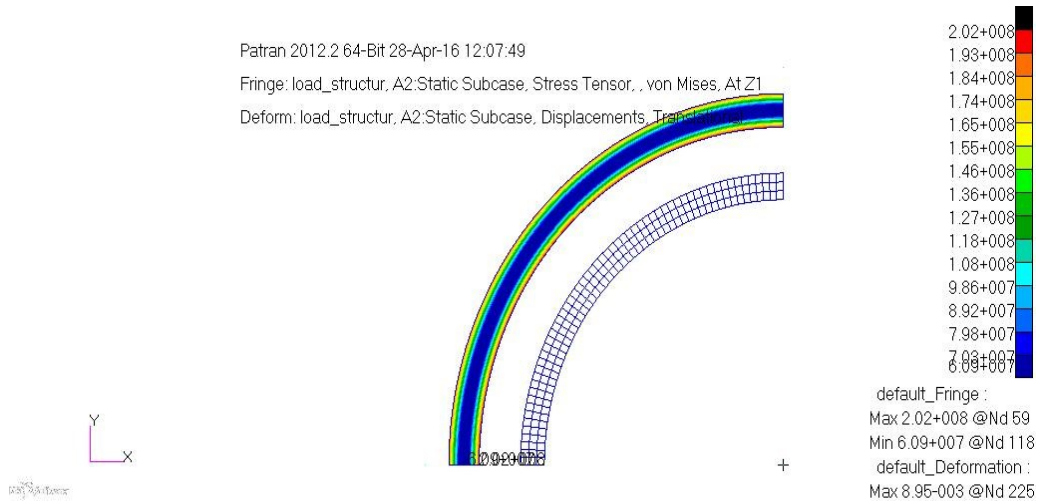
struktur dan elemen termal yang digunakan pada MSC-NASTRAN adalah elemen *Quad* untuk dimensi dua. Untuk mengetahui integritas struktur material dilakukan simulasi tegangan akibat temperatur dengan cara menvariasikan temperatur pada *outlet* dan *inlet*. Hasil simulasi berupa analisis tegangan termal ditunjukkan pada Gambar 3.



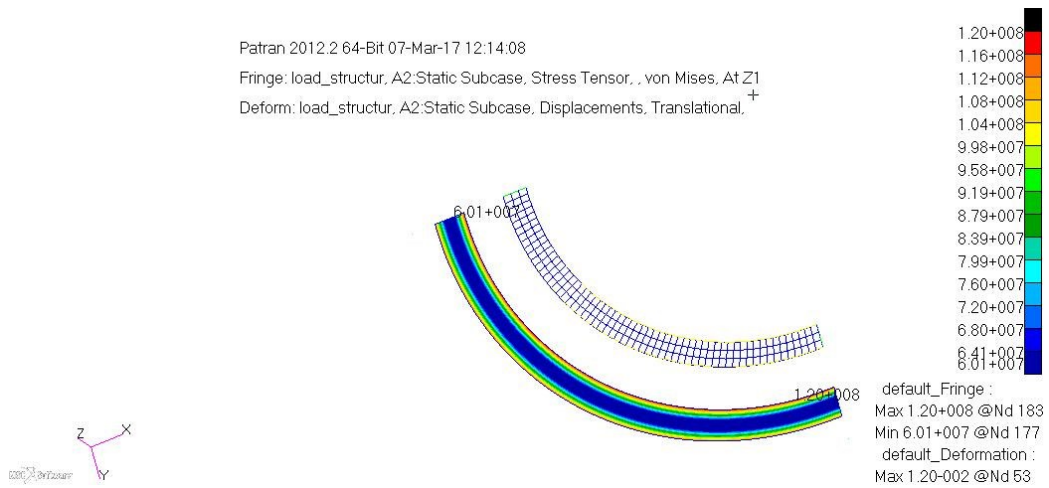
Gambar 3a. Distribusi tegangan termal pada kondisi T_{inlet} 343 °C dan T_{outlet} 300 °C



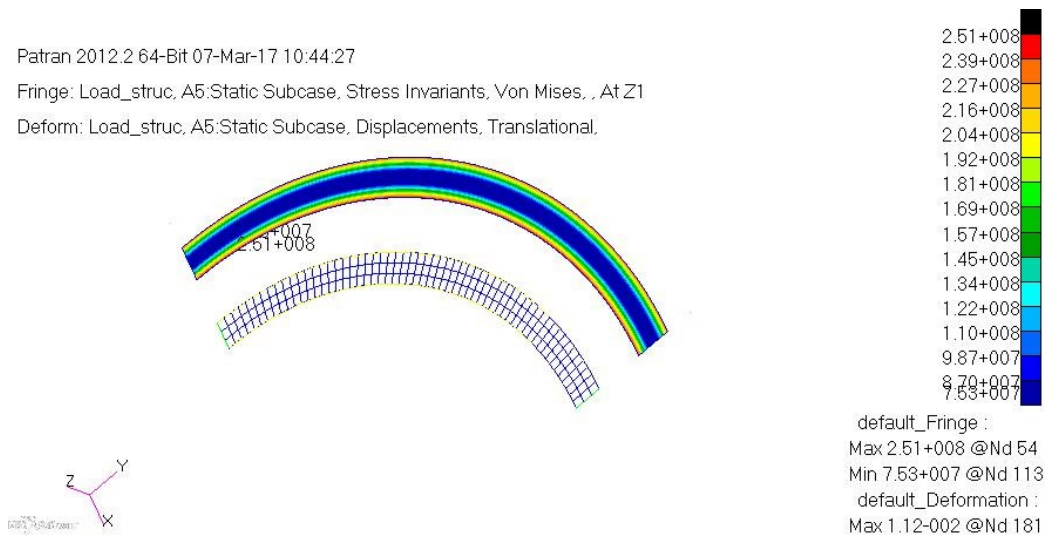
Gambar 3b. Distribusi tegangan termal pada kondisi T_{inlet} 343 °C dan T_{outlet} 250 °C



Gambar 3c. Distribusi tegangan termal pada kondisi T_{inlet} 343 °C dan T_{outlet} 200 °C



Gambar 3d. Distribusi tegangan termal pada kondisi T_{inlet} 427 °C dan T_{outlet} 300 °C



Gambar 3e. Distribusi tegangan termal pada kondisi T_{inlet} 427 °C dan T_{outlet} 250 °C

Hasil simulasi menunjukkan bahwa pada kondisi beban termal *inlet* dan *outlet* mempunyai perbedaan suhu yang besar maka besar tegangan termal yang terjadi akan meningkat dari pangkat E7 menjadi E8 seperti ditunjukkan pada Gambar 3. Namun harga tegangan termal akibat beban temperatur masih dibawah batas

tegangan yang diizinkan (1/3 dari nilai *tensile strength*). Nilai *tensile strength* material SA533B class I sebesar 690 MPa. Hasil komputasi analisis tegangan akibat beban termal ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Hasil simulasi komputasi analisis tegangan akibat beban termal

No.	T _{inlet} (°C)	T _{outlet} (°C)	Tegangan	
			Pascal	MPa
1.	343	300	6,09 x 10 ⁷	60,9
2.	343	250	1,32 x 10 ⁸	132
3.	343	200	2,02 x 10 ⁸	202
4.	427	300	1,20 x 10 ⁸	120
5.	427	250	2,51 x 10 ⁸	251

KESIMPULAN

Telah dilakukan analisis distribusi tegangan termal pada dinding bejana tekan PWR. Hasil simulasi komputasi berupa distribusi tegangan termal menunjukkan bahwa pengaruh perbedaan temperatur inlet dan outlet yang besar akan meningkatkan tegangan termal. Besarnya tegangan karena pengaruh temperatur masih berada daerah aman untuk keselamatan operasi (besar tegangan yang diizinkan adalah sebesar 1/3 dari nilai *tensile strength* material).

UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada PTKRN yang telah mendukung penelitian ini dengan DIPA PTKRN tahun anggaran 2016.

DAFTAR PUSTAKA

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Status report 81 - Advanced Passive PWR (AP 1000)," no. Ap 1000, p. 33, 2011.
- BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, "PWR DAN VVER", November, pp. 777-784, 2010.
- U. T. MURTAZA and M. J. HYDER, "Design by analysis versus design by formula of a PWR reactor pressure vessel", *Lect. Notes Eng. Comput. Sci.*, vol. 2, pp. 942-946, 2015.
- U. T. MURTAZA and M. JAVED HYDER, "The effects of thermal stresses on the elliptical surface cracks in PWR reactor pressure vessel," *Theor. Appl.*

- Fract. Mech.*, vol. 75, pp. 124–136, 2015.
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment”, 2010.
 6. X. CHARLES, “Stress analysis of pressure vessel due to load and temperature”, *Middle - East J. Sci. Res.*, vol. 20, no. 11, pp. 1390–1395, 2014.
 7. J. S. KIM et.al, “Investigation on constraint effect of reactor pressure vessel under pressurized thermal shock”, *Nucl. Eng. Des.*, vol. 219, no. 3, pp. 197–206, 2003.
 8. CHARLES X, “Stress analysis of pressure vessel due to load and temperature”, *Middle - East J Sci Res.* 2014;20 (11):1390-1395. doi:10.5829/idosi.mejsr.2014.20.11.256.
 9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessels,” *Significance*, no. October, pp. 77–79, 1999.
 10. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1: Rules for construction of nuclear facility components, New York, 2010.
 11. FERRENO et al, “Analysis of dynamic conditions during thermal transient events for the structural assessment of a nuclear vessel”, *Engineering Failure Analysis* 17 ,894-905 (2010).
 12. R. N. WRIGHT, “Creep of A508/533 Pressure Vessel Steel”, Idaho National Laboratory, Idaho 83415, August 2014.
 13. Y. BANGASH, “PWR Steel Pressure Vessel Design and Practice”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 16, No. 1, pp 140, 1985.
 14. C.J. POON, D.W. HOEPPNER, “The effect of frequency and environment on the fatigue-crack growth behaviour of ASTM A533 Grade B Class 1 weldment material”, *International Journal of Fatigue*, Vol 1, Issue 3, July 1979, page 141-152.
 15. E.SARAGI, R.HIMAWAN, P.W. KEDOH, “Thermal distribution analysis in pressure vessel wall of PWR”, *Prosiding Seminar Nasional Teknologi Energi Nuklir (Senten) 2016*, Politeknik Negeri Batam 4-5 Agustus 2016.
 16. PATRAN User’s Guide – MSC Software, 2012.
 17. P.F. WANG et al, “Nodal dynamics modeling of AP1000 reactor for control system design and simulation”, *Annals of Nuclear Energy* Volume 62, December 2013, Pages 208–223.
 18. M.Y.H. BANGASH, “Structures for Nuclear Facilities: Analysis, Design, and Construction”, handbook, Springer 2011.