

Развитие технологий быстрых реакторов: Белоярская АЭС является одной из немногих станций в мире, имеющих опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Это создает возможности для дальнейших исследований и внедрения новых технологий, таких как реакторы на быстрых нейтронах нового поколения, которые могут повысить эффективность использования ядерного топлива и снизить количество ядерных отходов.

Проекты по замкнутому топливному циклу: Белоярская АЭС активно занимается разработкой реакторов для замкнутого топливного цикла, что позволяет повторно использовать отработанное ядерное топливо и значительно сокращать объем радиоактивных отходов. Это делает ядерную энергетику более устойчивой и экологически чистой.

Совершенствование систем безопасности: Существующие и новые блоки АЭС продолжают оснащаться передовыми системами безопасности, которые соответствуют актуальным международным стандартам. Это может повысить доверие общественности к ядерной энергетике и улучшить её имидж.

Исследования и инновации: В рамках Белоярской АЭС ведутся исследования в области новых материалов, технологий переработки и управления отходами, что может привести к созданию более эффективных и безопасных ядерных реакторов.

Увеличение доли ядерной энергетики в стране и за рубежом: В условиях сокращения углеродных выбросов на фоне климатических изменений ядерная энергия приобретает особую значимость. Белоярская АЭС может сыграть ключевую роль в стратегиях по электроэнергетическому обеспечению как в России, так и в странах, рассматривающих возможность развития ядерной энергетики.

Международное сотрудничество: Белоярская АЭС может стать площадкой для международных проектов и научных исследований, что даст возможность обмена опытом и технологическими решениями с другими странами.

В общем, Белоярская АЭС имеет потенциал для продолжения своего развития как ключевого элемента ядерной энергетики России и международного сообщества. С учетом динамики технологий и меняющихся условий в энергетическом рынке, ее вклад в будущее энергетики будет продолжать оставаться значительным.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Официальный сайт Белоярской АЭС. – URL: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-beloyarskoy-aes/
2. Сайт института атомной энергии им. И.В. Курчатова. – URL: <http://nrcki.ru>

VALIDATION OF SAFETY PARAMETERS OF VVER-1200 USING PCTTRAN SIMULATOR

C.J. Odii

Tomsk Polytechnic University, School of Nuclear Science and Engineering, Group A2-43i

Scientific Supervisor: A.G. Korotkikh, Professor at Butakov Research Center, TPU

The VVER-1200 is a pressurized light water reactor that operates at a nominal capacity of 3200 MWth (1200 MWe). The core is made up of 163 fuel assemblies in a triangular array with an assembly lattice pitch of 23.5 cm. Each fuel assembly of a typical VVER-1200 reactor consists of 331 rods of which 312 are fuel rods, 18 are control rod guide tubes and 1 central rod, all packed in triangular lattice with a rod to rod pitch of 12.75 mm. The fuel rods contain ceramic fuel of Uranium Oxide (UO₂) pellets, with a cladding material of 98.97 % Zr, 1 % Nb, 0.03 % Hf and an

annular central hole. Some of the important thermal and geometrical specifications of the core are given in [1–4].

According to Micro-Simulation Technology [5], developers of the PCTran simulator, the Russian VVER-1200 (AES-2006) is the variant currently available for export. It is a development of the VVER-1000, with a higher power output of around 1200 MWe (gross) and improved passive safety features. The preliminary safety analysis report (PSAR) for model 392M, which was under development at Novovoronezh NPP-II as at then, was used to create and benchmark the PCTRAN simulator. Some of the completed cases that have been conducted for benchmark using the PSAR are; the false closing of turbine stop valve, the fast actuation shutoff valve (FASV) false closing of steam generator (SG) 2, the four main coolant pumps (MCPs) loss of power, the steam generator tube rupture and total loss of feed-water, amongst others. The graphical user interface of the VVER-1200 PCTran simulator is shown in Fig. 1.

For pellets with central cavity ($\delta_0 \neq 0$), the centerline temperature is given as;

$$T_{cen}(R_0, z) = T_{fuel, surf}(R_0, z) + \frac{0,94 \cdot q'_l(R_0, z)}{4 \cdot \pi \cdot \lambda_{pel}} \cdot \left(1 - \frac{2 \cdot \delta_0^2}{d_{pel}^2 - \delta_0^2} \cdot \ln \frac{d_{pel}}{\delta_0} \right) \quad (1)$$

Where is δ_0 is diameter of the hole in the fuel pellet, m; d_{pel} is fuel pellet outer diameter, m; λ_{pel} is thermal conductivity of the fuel pellets material, W/(m·K).

Based on the wide range of parameters for the EPRI CHF correlation as seen in [2, 6–8], we will employ it to evaluate the DNB and MDNBR for this calculation. The mass flux, local heat flux and equilibrium quality used for the CHF prediction were evaluated based on the geometrical and thermal configuration of VVER-1200.

$$q''_{CHF}(x_{eq}(z), x_{eq, in}, G, p, q''(z)) = \frac{Af_a - x_{eq, in}}{Bf_b f_{grid} f_{NU} + \left(\frac{x_{eq}(z) - x_{eq, in}}{q''(z)} \right)} \quad (2)$$

$$A = 0.5328 \left(\frac{p}{p_{crit}} \right)^{0.1212} \cdot G \left(-0.3040 - 0.3285 \left(\frac{p}{p_{crit}} \right) \right)$$

$$B = 1.6151 \left(\frac{p}{p_{crit}} \right)^{1.4066} \cdot G \left(0.4843 - 2.0749 \left(\frac{p}{p_{crit}} \right) \right)$$

$$f_a = G^{0.1}; f_b = 1.183G^{0.1}; f_{grid} = 1.3 - 0.3K_{grid}$$

$$f_{NU} = 1 + \frac{1 - \Psi}{1 + G}; \Psi = \frac{1}{H_0} \int_0^{H_0} \frac{q''(z)}{q''} dz$$

Where Ψ is the heat flux non-uniform factor f_a and f_b are factors due to cold wall effect, f_{grad} is the factor due to grid spacers effect, f_{NU} is the factor due to non-uniform axial heat flux profile, x_{eq} is equilibrium quality, p is coolant pressure and p_{crit} is critical pressure of coolant.

In this calculation, we equate the factors to 1 by assuming that the cold wall, grid spacers and heat flux non-uniform effects are negligible;

$$f_a = 1; f_b = 1; f_{grid} = 1; f_{NU} = 1$$

The correlation unit is as shown $q_{CHF}'' \left(\frac{BTU}{ft^2 hr} \right); G \left(\frac{lbm}{ft^2 hr} \right)$, the necessary conversion was done to change the units to S.I units.

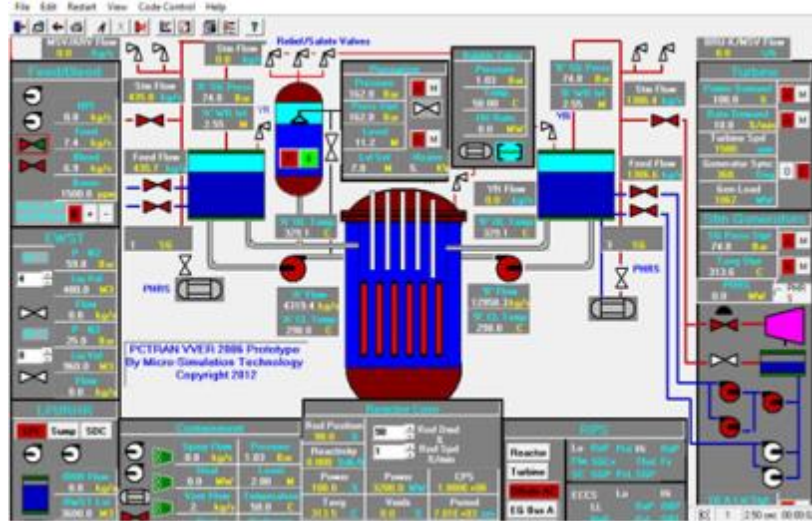


Fig. 1. VVER-1200 PCTran graphical user interface

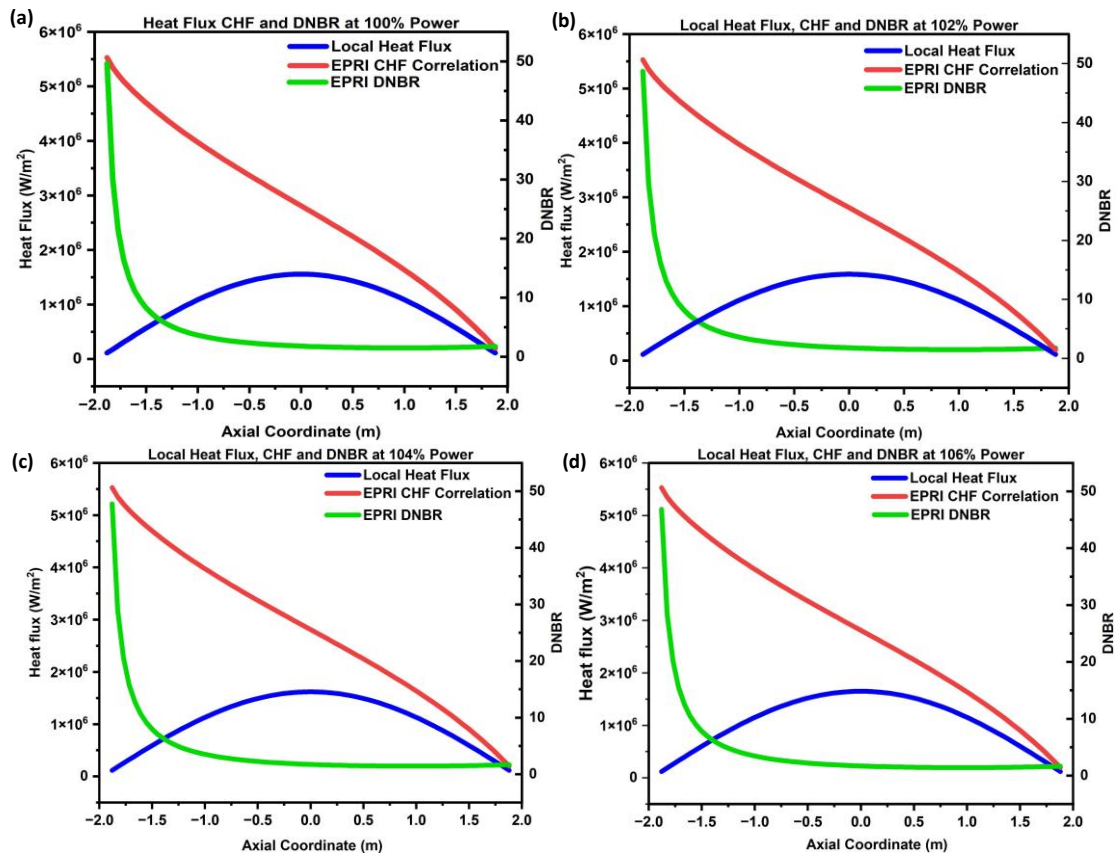


Fig. 2. Local heat flux, CHF and MDNBR distribution on axial coordinate at (a) rated power, (b) 102 % power, (c) 104 % power and (d) 106 %

Table 1. Results of simulated and analytical MDNBR and peak fuel temperature at % power

Power (%)	Peak Fuel Temperature (°C)		Peak Temp. Error (%)	MDNBR		MDNBR Error (%)
	Simulation	Analytical		Simulation	Analytical	
100	1800.00	1804.00	0.222	1.500	1.504	0.266
102	1828.00	1834.47	0.354	1.471	1.475	0.272
104	1859.00	1864.56	0.299	1.440	1.446	0.417
106	1890.00	1894.65	0.246	1.415	1.419	0.283

The correlation predicted the MDNBR to be 1.504 at rated operational parameters as seen in Fig. 2, *a*. As we increased the power to 102 % in our analytical calculation, without any change to inlet temperature or any other parameter, the local heat flux increased but the CHF remained constant, the corresponding MDNBR was 1.475, as seen in Fig. 2, *b*. The decrease in the MDNBR was due to an increase in the local heat flux. At 104 % power, the MDNBR was 1.446, as seen in Fig. 2, *c* and at 106 % power, the MDNBR was 1.419 as seen in Fig. 2, *d*.

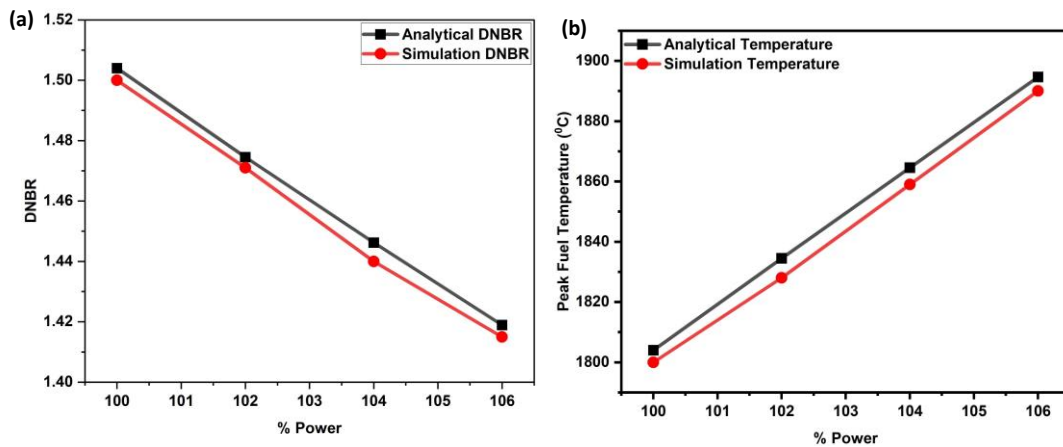


Fig. 3. Comparison of analytical and simulated result at % power increase;
(a) DNBR, (b) peak fuel temperature

The comparison of both the analytical and simulation MDNBR shows good agreement at all the power increase analyzed as seen in Fig. 3, *a*, while comparison between the simulated and analytical peak fuel temperature at 100, 102, 104 and 106 % power were also in good agreement as seen in Fig. 3, *b*. The results of the analytical and simulated DNBR and peak fuel temperature is shown in Table 1.

Conclusion

1. The use of EPRI CHF correlation to predict the CHF and DNBR of VVER-1200 at rated operating parameters and increased power of 102, 104 and 106 % produced a good result and removed high conservatism in the MDNBR. As the reactor power increased from 100 to 102 %, the peak fuel temperature increased from 1804 to 1834.47 °C, at 104 and 106 % power, the peak fuel temperature was recorded as 1864.56 and 1894.65 °C respectively. This trend was validated with the PCTran simulator.
2. The comparison of the both the peak fuel temperature from the heat transfer analysis and MDNBR from the EPRI correlation at rated, 102, 104 and 106 % power, with the corresponding peak fuel temperature and MDNBR from VVER-1200 PCTran simulator, showed a good agreement with a maximum error of 0.354 % for the peak fuel temperature and 0.417 % for the MDNBR as shown in Table 1.

REFERENCES

1. Zhu G., Xie H. Subchannel analysis of critical heat flux in radially Non-uniform heated rod assembly at low flow rate // *Annals of Nuclear Energy*. – 2023. – Т. 180. – P. 109446.
2. El-Morshedy SED, Awad MM, El-Fetouh MA Thermal-Hydraulic modeling and analysis of VVER-1200 reactor core // *Annals of Nuclear Energy*. – 2023. – Т. 194. – P. 110125.
3. Louis HK Neutronic Analysis of the VVER-1200 under Normal Operating Conditions // *Journal of Nuclear and Particle Physics*. – 2021. – Т. 11. – No. 3. – С. 53–66.
4. Assar Mahmoud Khalid Reyad Ali. Design of steam turbine installation of VVER 1200 nuclear power unit with a single-stage intermediate reheating of steam. «Graduation Thesis, Tomsk Polytechnic University», 2020.
5. VVER-1200 PCTran Simulator by Micro-Simulator Technology. <http://microsimtech.com/>
6. Pei BS et al. Evaluations and modifications of the EPRI-1 correlation on PWR critical heat flux predictions under normal and abnormal fuel conditions // *Nuclear Technology*. – 1986. – Т. 75. – No. 2. – С. 134–147.
7. Corradini M., Wu Q. Critical Heat Flux Phenomena at High Pressure & Low Mass Fluxes: NEUP Final Report Part I: Experiments (No. 11-3080). «Battelle Energy Alliance, LLC, Idaho Falls, ID (United States)», 2015.
8. Arshi S.S., Mirvakili S.M., Faghihi F. Modified COBRA-EN code to investigate thermal-hydraulic analysis of the Iranian VVER-1000 core // *Progress in Nuclear Energy*. – 2010. – Т. 52. – No. 6. – С. 589–595.

ОПТИМИЗАЦИЯ КОНФИГУРАЦИИ ГИБРИДНОГО ЭНЕРГОКОМПЛЕКСА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГЕНЕТИЧЕСКОГО АЛГОРИТМА

Я.Д. Северина

*Институт систем энергетики им. Л.А. Мелентьева СО РАН,
аспирант 1 курса, 2.4.5 Энергетические системы и комплексы*

Научный руководитель: В.А. Шакиров, к.т.н., с.н.с., ИСЭМ СО РАН

Гибридные энергетические комплексы (ГЭК) являются эффективным решением проблемы энергоснабжения изолированных и труднодоступных территорий в условиях высоких цен на топливо. Кроме того, ГЭК эффективны для энергоснабжения потребителей в районах с уязвимой экологией или с перспективой развития экотуризма. Применение таких комплексов возможно и для потребителей, электроснабжение которых осуществляется по протяженным распределительным сетям, с целью повышения качества электроэнергии и надежности.

Использование моделирования при решении задач создания и развития ГЭК предоставляет возможность учесть влияние различных факторов на их структуру и функционирование. Для повышения эффективности поиска и получения наилучшего решения применяются оптимизационные методы и модели, такие как [1-4]: метод смешанного целочисленного линейного программирования; эвристические методы оптимизации, в основе большинства у которых имитируется поведение живых систем: генетический алгоритм, рой частиц, стая салпи и другие.

Преимуществом классических методов оптимизации является обеспечение оптимального решения, а недостатком является сложность формализации многих взаимосвязей и ограничений функционирования элементов ГЭК. Эвристические методы оптимизации напротив обеспечивают быстрый поиск решения и не требовательны к формальной постановке задачи, однако направлены на поиск только близких к оптимальному решений. Указанный недостаток не является критическим для предпроектных исследований, в рамках которых многие исходные данные характеризуются высокой неопределенностью и не позволяют с высокой точностью получить окончательные решения.

В данной статье предлагается двухуровневый подход к оптимизации состава оборудования ГЭК на основе генетического алгоритма (рис. 1).