

## **Simulácia modelu teplotnej spätnej väzby v MATLAB/Simulink**

### **Thermal feedback model in MATLAB/Simulink**

*Michal Kebísek, UIAM MTF STU, Trnava*

*Pavol Bezák, UIAM MTF STU, Trnava*

**Abstract:** The article presents the simulation of thermal feedback of a nuclear reactor. The simulation was implemented and tested in simulation environment MATLAB/Simulink. Presented work was carried out under the project “Increase of Power Safety of the Slovak Republic” supported by the Research & Development Operational Programme funded by the ERDF.

**Key words:** thermal feedback, reactor, MATLAB/Simulink

**Abstrakt:** Článok sa zaoberá simuláciou teplotnej spätnej väzby jadrového reaktora. Model bol implementovaný a otestovaný v simulačnom prostredí MATLAB/Simulink. Prezentovaná problematika bola realizovaná v rámci projektu “Zvyšovanie energetickej bezpečnosti SR“, ktorý je podporovaný Operačným programom Výskum a vývoj financovaným Európskym fondom regionálneho rozvoja.

**Kľúčové slová:** teplotná spätná väzba, reaktor, MATLAB/Simulink

## **1. Úvod**

Článok prezentuje čiastkové kroky realizované v rámci projektu „Zvyšovanie energetickej bezpečnosti SR“ (ITMS kód 26220220077). Projekt sa zaoberá aplikovaným výskumom zvyšovania bezpečnosti energetických premien reaktora VVER-440 a predlžovaním životnosti významných komponentov energetického bloku. Jeho súčasťou je aj využitie fuzzy logiky pre diagnostické systémy blokov JE.

Základné ciele projektu sú:

- a) Zvýšiť výpovednú schopnosť inštalovaných systémov prevádzkovej diagnostiky hlavných cirkulačných čerpadel (SHCC) v lokalitách JE Bohunice a JE Mochovce. Zlepšiť

podporu operátorov systémov pri klasifikácii stavu HCČ a rozšíriť systémy CSLBB pre 3. a 4. blok JE.

- b) Inovovať systémy diagnostiky voľných častí v primárnom okruhu reaktora s cieľom zvýšiť ich presnosť a spoľahlivosť pri detekcii a identifikácii voľných častí. Inovovať systém diagnostiky anomálnych situácií chemických režimov primárneho a sekundárneho okruhu reaktora s cieľom zvýšiť presnosť a spoľahlivosť systému ako podporného prostriedku pre rozhodovanie operátora na základe doterajších prevádzkových skúseností. Navrhnuť a odskúšať spoľahlivú metodiku včasného odhalenia degradácie monitorov prietoku napájacej vody do PG, za VTO a pary z PG s využitím techník výpočtovej inteligencie. Navrhnuť a odskúšať spoľahlivú metodiku včasného odhalenia vadných in-core detektorov (termočlánkov a samonapájacích detektorov) s využitím techník výpočtovej inteligencie pri spracovaní signálov v lineárnej i nelineárnej oblasti.
- c) Analyzovať možnosti počítačovej simulácie pri optimalizácii procesov diagnostiky a testovania zariadení a systémov JE počas uvádzania do prevádzky. Navrhnuť počítačový model pre simulovanie prechodových procesov blokov JE VVER 440 so zameraním na JE EMO34.

## 2. Model teplotnej spätnej väzby

Z dôvodu teplotnej závislosti mechanických a nukleárnych vlastností materiálov aktívnej zóny má na prevádzku jadrových reaktorov výrazný vplyv teplotná spätná väzba.

Po zadefinovaní teplotného koeficientu reaktivity:

$$\alpha_T \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T} \quad (1)$$

je možné vypočítať malé odchýlky od kritických hodnôt vynásobením zmeny v teplote týmto parametrom. Pre väčšie zmeny teploty je potrebné brať do úvahy teplotnú závislosť  $\alpha_T$ .

Aby bolo možné kvantifikovať spätnú väzbu na reaktivitu a vytvoriť model reaktora s uzavretou slučkou, je potrebné mať teplotný model reaktora, ktorý zohľadňuje teplotu paliva a chladiaceho média na úroveň toku neutrónov v reaktore.

Najjednoduchší model predstavuje sústredný model s charakteristickou teplotou  $T_F$  hmotnosťou  $m_F$  pre palivo a  $T_C$  a  $m_C$  pre chladiace médium, ktoré vstupujú do reaktora

v  $T_{C,i}$  vychádzajú v  $T_{C,o}$ . Palivo a chladiace médium majú merné teplotné kapacity  $c_F$  a  $c_C$  a chladiace médium má hmotnostný prietok  $\dot{m}_C$ . Prenos tepla z paliva do chladiaceho média je predovšetkým prostredníctvom konvektívneho prenosu s koeficientom prenosu tepla v palive  $h$ .

Energetická bilancia pre palivo bude:

$$c_F m_F \frac{dT_F}{dt} = \kappa n - h(T_F - T_C) \quad (2)$$

kde  $\kappa$  faktor konverzie neutrónov na tepelný výkon.

A energetická bilancia pre chladiace médium:

$$c_C m_C \frac{dT_C}{dt} = h(T_F - T_C) - c_C \dot{m}_C (T_{C,o} - T_{C,i}) \quad (3)$$

Aproximáciou teploty chladiaceho média v reaktore na  $T_C = \frac{1}{2}(T_{C,o} + T_{C,i})$  je možné upraviť rovnicu (3) tak, aby sa odstránila neznáma hodnota  $T_{C,o}$  a upravená rovnica bude:

$$c_C m_C \frac{dT_C}{dt} = h(T_F - T_C) - 2c_C \dot{m}_C (T_C - T_{C,i}) \quad (4)$$

Teplotný model reaktora sa skladá z nasledujúcich rovníc:

$$\frac{dT_F}{dt} = \frac{1}{c_F m_F} [\kappa n - h(T_F - T_C)] \quad (5)$$

$$\frac{dT_C}{dt} = \frac{1}{c_C m_C} [h(T_F - T_C) - 2c_C \dot{m}_C (T_C - T_{C,i})] \quad (6)$$

$$T_{C,o} = 2T_C - T_{C,i} \quad (7)$$

$$\delta \rho_F = \alpha_{T,F} (T_F - T_F(\text{critical})) \quad (8)$$

$$\delta \rho_C = \alpha_{T,C} (T_C - T_C(\text{critical})) \quad (9)$$

kde

$T_F(\text{critical})$  – ustálený stav teploty paliva

$T_C(\text{critical})$  – ustálený stav teploty chladiaceho média,

$T_{C,i}$  – teplota chladiaceho média na vstupe,

$c_C m_C$  – celková teplotná kapacita chladiaceho média,

$c_F m_F$  – celková teplotná kapacita paliva.

Konvektívny koeficient môže byť vypočítaný z podmienky ustáleného stavu, ak platí

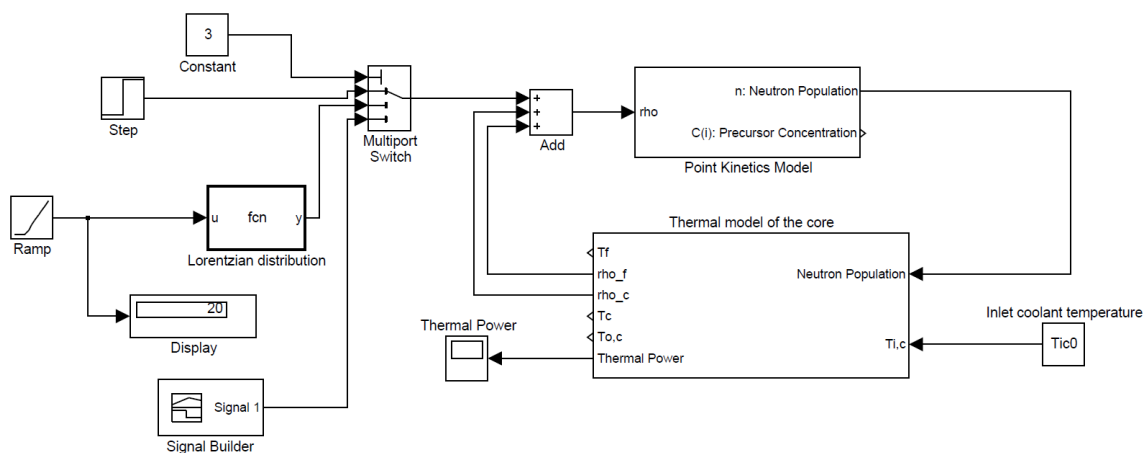
$\frac{dT_F}{dt} = 0$  v rovnici (5) a vypočítaním  $h$  ako:

$$h = \frac{\kappa n_0}{T_F(\text{critical}) - T_C(\text{critical})} \quad (10)$$

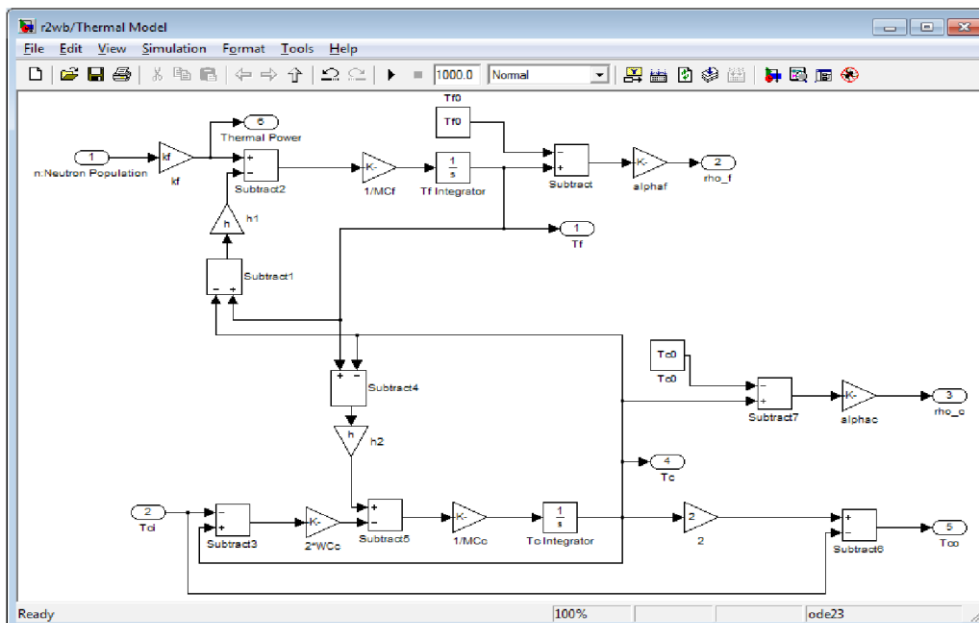
Hmotnostný prietok chladiaceho média môže byť taktiež vypočítaný podobným spôsobom

z podmienky ustáleného stavu, ak platí  $\frac{dT_C}{dt} = 0$  v rovnici (6).

Tento model bol implementovaný v simulačnom prostredí MATLAB/Simulink ako čierna skrinka s neurónovou populáciou a teplotou chladiaceho média na vstupe ako vstupmi a spätnou väzbou od reaktivity ako výstupom. Model je zobrazený na nasledujúcom obrázku.



**Obrázok 1: Teplotný model reaktora spojený s bodovým kinetickým modelom v uzavretej slučke**



**Obrázok 2: Implementovaný teplotný model**

### 3. TRIGA pulse mode

Nasledujúca časť prezentuje nastavenie hodnôt TRIGA reaktora s výkonom 500kW za účelom získania dynamických charakteristík reaktora.

% Kinetické parametre

% Zlomky oneskorených neutronov

beta = 750e-5

% Konštanta oneskorenia jadier

lambda = 0.08

% Stredný čas medzi emisiou neutronu a jeho zachytením v jadre a vyvolaním stiepenia

LAMBDA = 6e-5

% Inicializačné množstvo neutronov

N0 = 1.0

% Inicializačná koncentrácia prekursora

C0 = beta/(lambda\*LAMBDA)\*N0

% Teplotne parametre

% Mnozstvo neutronov k teplotnemu vykonu

PN = 500e3

% Inicializacna teplota paliva

Tf0 = 110

% Inicializacna teplota chladiaceho media na vstupe

Tic0 = 40

% Inicializacna teplota chladiaceho media na vystupe

Toc0 = 66

% Inicializacna teplota chladiaceho media

Tc0 = 48.62

% Merna tepelna kapacita paliva

MCf = 234\*490

% Koeficient prenosu tepla v palive

hf = (PN\*N0)/(Tf0-Tc0)

% Merna tepelna kapacita chladiaceho media

MCC = 22\*4187

% Prietok chladiaceho media

WCc = 7\*4187

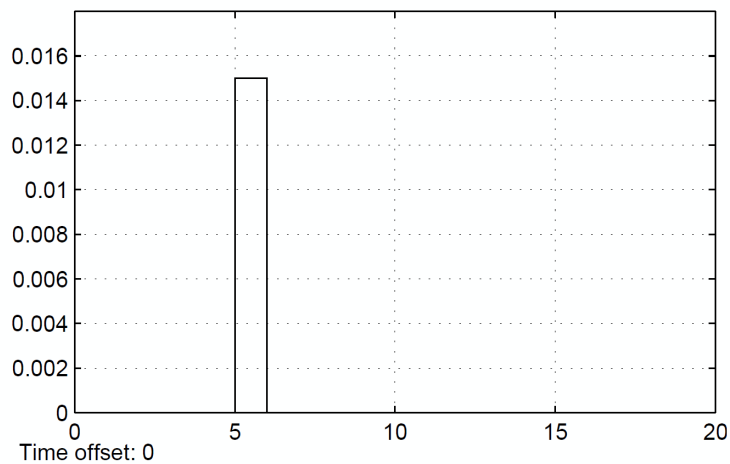
% Tepelny koeficient paliva

alphaf = -7e-5

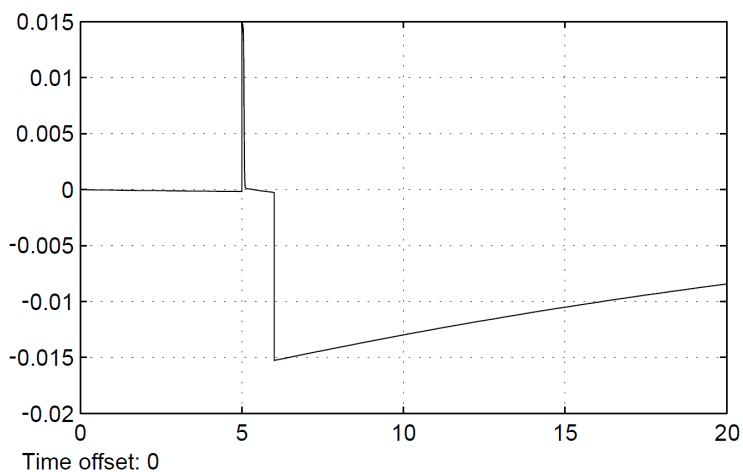
% Tepelny koeficient moderatora

alpham = -1e-5

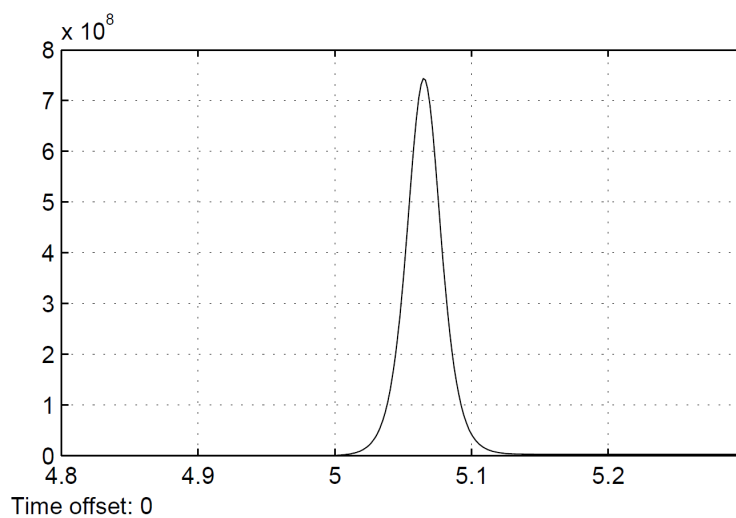
Model teplotnej spätnej väzby reaktora bol v simulačnom prostredí MATLAB/Simulink inicializovaný s reaktivitou \$2.00 v  $t = 5s$  a dosiahol nasledujúce výsledky.



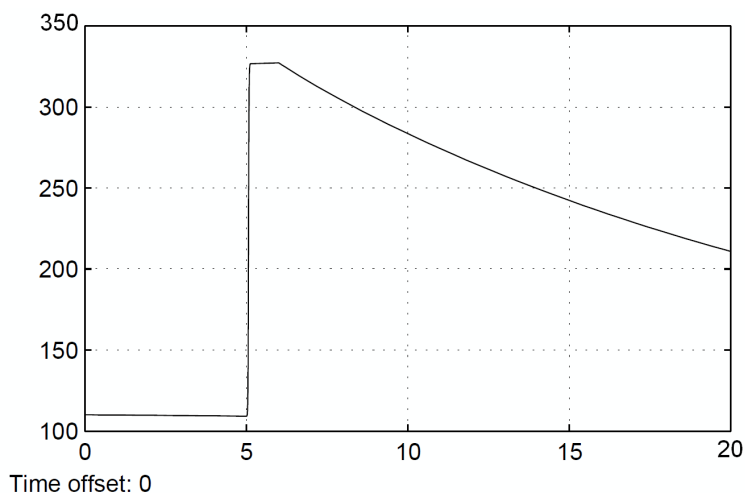
**Obrázok 3: Vnesenie externej reaktivity**



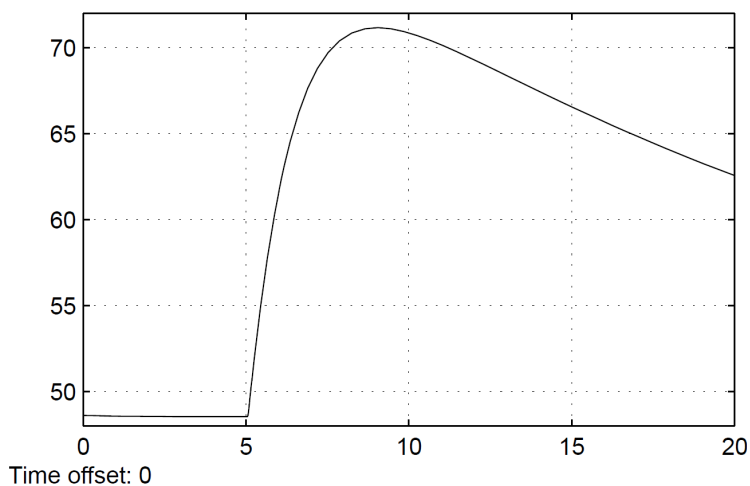
**Obrázok 4: Hodnota reaktivity od spätnej väzby**



**Obrázok 5: Teplotný výkon počas impulzu**



**Obrázok 6: Teplota paliva**



**Obrázok 7: Teplota chladiaceho média**

Implementovaný model teplotnej spätnej väzby jadrového reaktora je možné používať pri ďalších experimentoch.

#### **4. Záver**

Článok sa zaoberá návrhom a implementáciou modelu teplotnej spätnej väzby jadrového reaktora. Model bol implementovaný v simulačnom prostredí MATLAB/Simulink. Prezentovaná problematika bola realizovaná v rámci projektu „Zvyšovanie energetickej bezpečnosti SR“.



## 5. Pod'akovanie / Acknowledgement



This publication is the result of implementation of the project: "Increase of Power Safety of the Slovak Republic"(ITMS: 26220220077) supported by the Research & Development Operational Programme funded by the ERDF.



## 6. Zoznam bibliografických odkazov

- (1) FELTUS, M. E, MILLER, W. S. *Tree dimensional coupled kinetic/thermal-hydraulic triga experiments*. In *Annals of Nuclear Energy*, 2000, č. 27.
- (2) HUDA, M. Q., BHUIYAN, S. I. *Investigation of thermohydraulic parameters during natural convection cooling of triga reactor*. In *Annals of Nuclear Energy*, 2006, č. 33.
- (3) LEWINS, J. *Nuclear kinetic and control*. Pergamon, 1978.
- (4) MELE, I., RAVNIK, M., TRKOV, A. *Triga mark II benchmark experiment, part I: Steady-state operation*. In *Nuclear Technology*, 1994, č.105.
- (5) MELE, I., RAVNIK, M., TRKOV, A. *Triga mark II benchmark experiment, part II: Pulse operation*. In *Nuclear Technology*, 1994, č.105.
- (6) MYDLO, P. *Fuzzy regulácia pre nelineárne spojité technologické procesy*. Dizertačná práca. Trnava STU, 2012.

## 7. Adresa autorov:

Michal Kebísek, Ing., PhD.  
Materiálovotechnologická fakulta STU  
Ústav aplikovanej informatiky, automatizácie  
a matematiky  
Hajdóczyho 1  
917 24 Trnava  
michal.kebisek@stuba.sk

Pavol Bezák, Ing., PhD.  
Materiálovotechnologická fakulta STU  
Ústav aplikovanej informatiky, automatizácie  
a matematiky  
Hajdóczyho 1  
917 24 Trnava  
pavol.bezak@stuba.sk