

UDK 532:621.311.25:621.039

Termohidravlične varnostne analize jedrske elektrarne

ANDREJ STRITAR — MIRO GREGORIČ — BORUT MAVKO — STOJAN PETELIN

UVOD

Jedrska energija je dandanes realnost, brez katere bi si težko zamišljali razviti svet. Kljub upadanju naročil novih elektrarn v zadnjih letih pa delež jedrske energije v celotnem pridobivanju električne energije v nekaterih državah že skoraj dosega 70 odstotkov. Število obratujočih energetskih reaktorjev v svetu se je v letu 1987 povzpelo na 418 [1]. Analize kažejo [2], da je jedrska energija, kljub vsej negativni publiciteti, še vedno eden od najmanj tveganih virov energije. Potencialna nevarnost radioaktivnih snovi v jedrskem gorivu vsake elektrarne je že ob vpeljavi te tehnologije sprožila razvoj novih metod za zagotavljanje varnosti osebja, prebivalstva in okolja.

Vse danes obratujoče jedrske elektrarne (JE) so zasnovane tako, da so tudi pri nepričakovanih dogodkih zmožne obvarovati okolico pred sproščanjem radioaktivnih snovi. Radioaktivni razcepki jeder nastajajo pri jedrski cepitvi v gorivnih palicah. Za preprečevanje njihovega pobeга v okolico so v tlačnovodnih elektrarnah, kakršna je JE Krško, zasnovane štiri zaporedne varnostne pregrade:

— Zgradba gorivne tabletke je taka, da v normalnih obratovalnih razmerah večino radioaktivnih razcepkov veže v sebi.

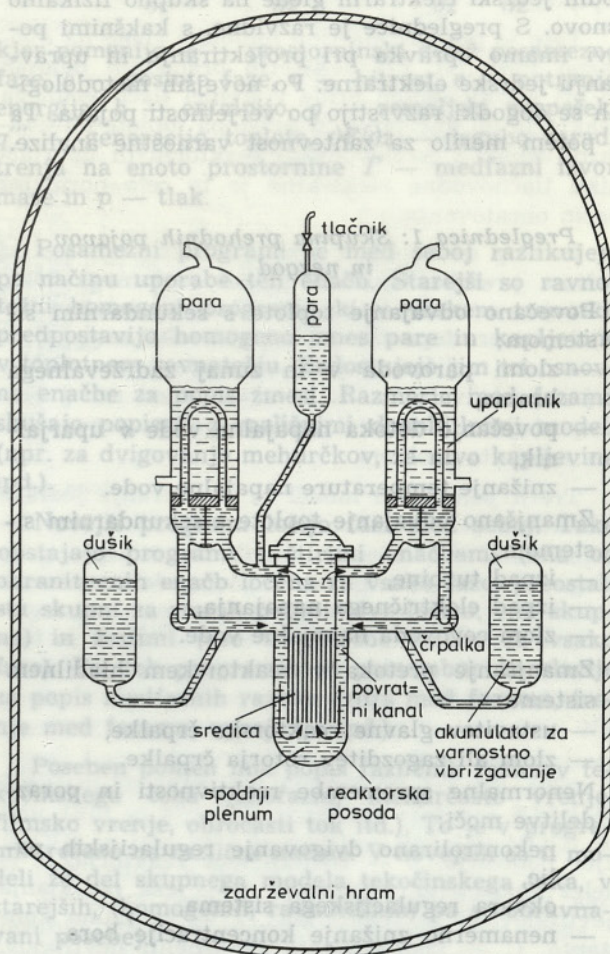
— Cirkonijeva srajčka okoli goriva preprečuje iztekanje radioaktivnih snovi v primarni sistem.

— Sistem primarnega hladila, ki je tlačna meja znotraj katere se pretaka voda in odvaja toploto z goriva na sekundarni, klasični del elektrarne, preprečuje iztekanje radioaktivnih snovi v sekundarni del ali zadrževalni hram.

— Zadnja pregrada je zadrževalni hram, ki v primeru najhujših nezgod zadrži vse produkte, ki bi se sprostili iz primarnega sistema.

Naloga varnostnih analiz jedrske elektrarne je ugotoviti šibke točke v zasnovi objekta, da bi z ustreznimi posegi pri opremi ali pa s spremembami v obratovalnih postopkih ali omejitvah zagotovili popolnost pregrad in varnost okolja.

Termohidravlične varnostne analize so postopki, s katerimi simuliramo neželene dogodke v JE in na podlagi rezultatov sklepamo na ustreznost sistemov ali postopkov v postroju.



Sl. 1. Skica primarnega sistema tlačnovodne jedrske elektrarne

VRSTE NEZGOD IN PREHODNIH POJAVOV

Na sliki 1 je skica primarnega kroga tlačnovodne jedrske elektrarne. Med obratovanjem jedrska elektrarna prehaja skozi različna obratovalna stanja (npr. hladna ugasnitev, obratovanje na polni moči ipd.). Prehodi so lahko normalni, lahko pa do njih pride zaradi neželenih vzrokov. Obstajajo različne klasifikacije takih prehodov. Praviloma so razdeljeni po vplivu na splošno varnost objekta,

po verjetnosti pojava in po obsegu vpliva na objekt in okolico. Izhodišče je delitev na dve skupini:

— prehodni pojavi, med katerimi ne pride do hujših okvar na objektu in ni večjih sproščanj v okolico;

— nezgode, katerih posledice so resnejše okvare in sproščanja v okolico.

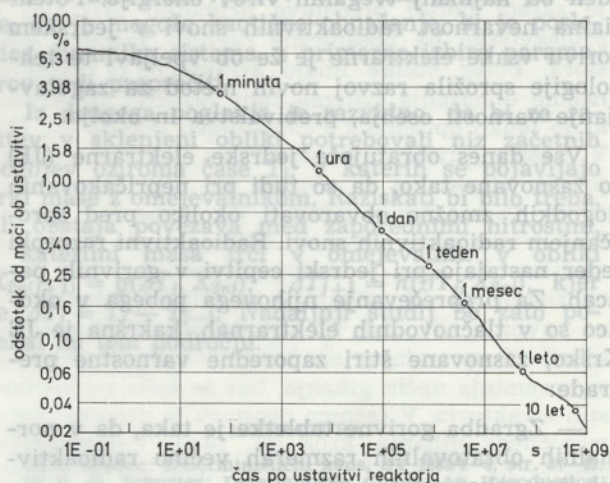
V preglednici 1 so naštetih projektni prehodni pojavi in nezgode v tlačnovodni in vrelovodni jedrski elektrarni glede na skupno fizikalno osnovo. S preglednice je razvidno, s kakšnimi pojavi imamo opravka pri projektiranju in upravljanju jedrske elektrarne. Po novejših metodologijah se dogodki razvrstijo po verjetnosti pojava. Ta je potem merilo za zahtevnost varnostne analize.

Preglednica 1: Skupina prehodnih pojavov in nezgod

1. Povečano odvajanje toplote s sekundarnim sistemom:
 - zlomi parovoda v in zunaj zadrževalnega hrama,
 - povečanje dotoka napajalne vode v uparjalnik,
 - znižanje temperature napajalne vode.
2. Zmanjšano odvajanje toplote s sekundarnim sistemom:
 - izpad turbine,
 - izpad električnega napajanja,
 - zlom cevovoda napajalne vode.
3. Zmanjšanje pretoka v reaktorskem hladilnem sistemu:
 - ustavitev glavne reaktorske črpalke,
 - zlom ali zagostitev rotorja črpalke.
4. Nenormalne spremembe reaktivnosti in porazdelitve moči:
 - nekontrolirano dvigovanje regulacijskih palic,
 - okvara regulacijskega sistema,
 - nenamerno znižanje koncentracije bora.
5. Povečanje količine hladiva v reaktorskem hladilnem sistemu:
 - okvara sistema za uravnavanje prostornine in sestave reaktorskega hladiva,
 - nenamerna sprožitev zasilnega hlajenja.
6. Zmanjšanje količine hladiva v reaktorskem hladilnem krogu:
 - zlomi cevi,
 - odprtje razbremenilnih ventilov,
 - zlom cevi v uparjalniku.
7. Spuščanje radioaktivnih snovi:
 - puščanje sistemov z radioaktivnimi snovmi (rezervoarji z odpadnimi plini).
8. Prehodni pojavi brez ustavitve reaktorja na:
 - ustavitev turbine,
 - izpad električnega napajanja.

Katerikoli prehodni pojav ali nezgodo bomo obvladali, če bodo ves čas izpolnjene pglavitne varnostne funkcije: podkritičnost reaktorja, hlajenje sredice, ponor toplote za primarni sistem, tesnost primarnega kroga, tesnost zadrževalnega hrama in vsebina hladila v primarnem krogu.

Pri večini dogodkov ima med prehodnim pojavom bistveno vlogo prenos oz. odvod toplote iz sistema. Glavni razlog za to je skrit v lastnosti fisijskih reaktorjev, da sproščanja toplote ni mogoče v kratkem času popolnoma ustaviti. Po ustavitvi verižne reakcije pade moč reaktorja na vrednost nekaj odstotkov imenske moči, potem pa upada z zelo dolgo časovno konstanto (sl. 2). To je zaostala toplota, ki se sprošča pri radioaktivnem razpadu razcepkov. Ta lastnost je pglavitni vzrok za obstoj razmeroma zapletenih in zahtevnih varnostnih sistemov, ki morajo biti projektirani tako, da so zmožni ob vsaki nezgodi zagotoviti zadostno hlajenje sredice. Brez njih bi zaostala toplota s časom toliko segrela gorivo, da bi prišlo do taljenja.



Sl. 2. Moč reaktorja po ustavitvi verižne reakcije

CILJI VARNOSTNIH ANALIZ

Varnostne analize morajo dokazati, da so sistemi jedrske elektrarne zmožni obvarovati okolje pred radioaktivnostjo. Termohidravlične varnostne analize preverjajo obnašanje tistih sistemov elektrarne, kjer ima pglavitno vlogo prenos toplote na vodo in z nje. Tu gre predvsem za primarni krog s sredico in gorivom, sekundarni krog in zadrževalni hram elektrarne.

Varnost okolja bo zagotovljena, če bodo varnostne pregrade ostale nepoškodovane. Za njihovo ohranitev so predpisana merila sprejemljivosti. Pri nas smo se pri analizah za jedrsko elektrarno v Krškem držali predpisov in navodil ameriške jedrske uprave (US NRC) v [3], kjer so glavne zahteve, ki jih mora izpolniti sistem za zasilno hlajenje sredice za predpisane projektne nezgode, zbrane v petih točkah:

1. Najvišja temperatura srajčk gorivnega elementa ne sme med nezgodo preseči 1204 °C (= 1477 K).

2. Debelina cirkonijevega oksida, ki nastane na srajčkah, ne sme preseči 17 % začetne debeline srajčk.

3. Količina vodika, nastalega zaradi reakcije srajčk z vodo, ne sme preseči 1 % od količine, ki bi nastala, če bi z vodo reagirala vsa kovina v srajčkah.

4. Geometrična oblika sredice mora ostati taka, da jo je mogoče hladiti.

5. Zagotovljeno mora biti dolgoročno odvajanje toplote iz sredice po uspešno končani prvi fazi nezgode, dokler nastaja toplota zaradi radioaktivnega razpada.

Namen vsake analize je pokazati, da so varnostni sistemi zmožni zagotoviti tak potek nezgode, da nobena od naštetih omejitev med nezgodo ni presežena.

Prehodni pojavi in nezgode, ki se analizirajo pri preverjanju projektnih osnov, niso vedno povsem stvarni opisi vseh možnih dogodkov, ki se lahko pripetijo v jedrski elektrarni. Analizirajo se značilni poteki, za katere je bilo ocenjeno, da so pomembni in verjetnost, da bi se pojavili, ni zanemarljiva.

Podobno tudi postopki, modeli in merila sprejemljivosti za njihovo analizo niso vedno stvarni. Povsod, kjer obstaja le malo dvoma o ustreznosti postopka, modela ali merila, je za varnostne analize, namenjene izdaji dovoljenja za obratovanje, predpisan konzervativni postopek, tj. tisti, ki je na varnem robu dvomljivega področja. Take analize se imenujejo konzervativne za razliko od realističnih.

Tak način preseganja negotovosti v izračunih je nastal pred 10 do 15 leti, ko še ni bilo zanesljivih orodij za termohidravlične analize. Danes so računalniške zmogljivosti bistveno večje, pa tudi znanje na področju modeliranja termohidravličnih pojavov je toliko napredovalo, da so sodobni računalniški programi zmožni z večjo gotovostjo stvarno simulirati prehodne pojave in nezgode. Zato se opušča konzervativni način in se nadomešča s parametričnimi stvarnimi študijami in oceno negotovosti v rezultatih.

ORODJA ZA VARNOSTNE ANALIZE

Termohidravlične varnostne analize se praviloma izvajajo z računalniškimi programi. Procesi v jedrski elektrarni so tako zapleteni, da z analitičnimi metodami lahko samo grobo ocenimo njihovo obnašanje med prehodnimi pojavi.

Osnova vsakega dinamičnega simuliranja obnašanja sistema, v katerem se pretaka voda in se prenaša toplota, je matematični model toka tekočine. Temelji na enačbah za ohranitev mase, ener-

gije in gibalne količine (en. 1 do 3) zmesi pare in kapljevine ali pa posameznih faz.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha \varrho) + \frac{\partial}{\partial z}(\alpha \varrho v) = \Gamma \quad (1),$$

$$\frac{\partial \varrho e \alpha}{\partial t} + v \frac{\partial \varrho h \alpha}{\partial z} = q''' \quad (2),$$

$$\frac{\partial \varrho v \alpha}{\partial t} + v \frac{\partial \varrho v \alpha}{\partial z} = g \varrho - \frac{\partial F}{\partial z} - \frac{\partial p}{\partial z} \quad (3),$$

kjer pomenijo: α — prostorninski delež posamezne faze, ϱ — gostoto faze, v — hitrost, e — notranjo energijo, h — entalpijo, g — zemeljski pospešek, q''' — generacijo toplote, $\partial F / \partial z$ — izgubo zaradi trenja na enoto prostornine, Γ — medfazni izvor mase in p — tlak.

Posamezni programi se med seboj razlikujejo po načinu uporabe teh enačb. Starejši so ravnotežni homogeni programi, ki v vsakem trenutku predpostavijo homogeno zmes pare in kapljevine v toplotnem ravnotežju. Zadostujejo jim tri osnovne enačbe za popis zmesi. Razmerje med fazama skušajo popisati z različnimi dopolnilnimi modeli (npr. za dvigovanje mehurčkov, za nivo kapljevine ipd.).

Novejši programi ločijo fazi med seboj. Tako obstajajo programi s štirimi enačbami (ena od ohranitvenih enačb ločena za vsako fazo, preostali sta skupni za zmes), petimi (dve ločeni, ena skupna) in šestimi (vse tri enačbe ločene za vsako fazo). Pri teh programih so pomembne korelacije za popis medfaznih razmer (zdrs med fazama, trenje med fazama, uparjanje ipd.).

Poseben pomen ima popis različnih režimov tekočinskega toka (enofazni, mehurčasto vrenje, filmsko vrenje, obročasti tok itd.). To je v programih rešeno na različne načine. V novejših so ti modeli že del skupnega modela tekočinskega toka, v starejših, (homogenih, ravnotežnih) pa so obravnavani posebej.

Naslednja pomembna komponenta programov za termohidravlične analize so modeli za simuliranje prevoda in prestopa toplote. Program mora simulirati prenos toplote med posameznimi deli sistema. Večina toplote se sprošča v jedrskem gorivu, skozi srajčko se prenaša in prestopa na hladilo, se z njim prenese v uparjalnik in skozi steno na sekundarno vodo. Ta se uparja in kot para odnaša energijo v turbino.

Potrebujemo torej dobre modele za prevod toplote skozi različne materiale ter za prestop s kovine na vodo in nasprotno. Modeli za prevod so razmeroma preprosti in predvsem dovršeni. Osnovno enačbo prevoda toplote (4) je mogoče učinkovito reševati za poljubno nadrobno numerično razčlenitev.

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla (k \nabla T) + q''' \quad (4),$$

kjer pomenijo: T — temperaturo, c — specifično toplotno, k — prevodnost.

Medij, skozi katerega se toplota prenaša, opišemo s tako imenovanimi toplotnimi telesi, v katerih se energija bodisi ustvarja (gorivo), ali pa zgolj prenaša z ene strani na drugo (menjalnik toplote).

Teže je popisati prestop toplote s stene na dvofazno zmes [4]. Pri nekaterih prehodnih pojavih in pri večini nezgod pride v sredici tlačnovodnega reaktorja do uparjanja in prestopa toplote na dvofazno zmes. V vrelovodnem reaktorju in uparjalniku tlačnovodne elektrarne je to celo normalni način obratovanja.

Prestop na dvofazno zmes je močno odvisen od režima pretoka tekočine in od toplotnega toka. Obstaja vrsta izkustvenih korelacij za izračun koeficienta prestopa oz. toplotnega toka samega, ki pa so do različne stopnje preverjene, se medsebojno prekrivajo oz. so si včasih med seboj celo nasprotujoče. Zato tudi vsak program na svoj način rešuje ta problem.

Tretji pomembni model za simuliranje jedrske elektrarne je model nevtronske kinetike. Ker lokalni učinki v sredici praviloma nimajo večje vloge pri prehodnih pojavih in nezgodah, razen pri nezgodah v sami sredici (padec palice, izmet regulacijske palice ipd.), ima večina programov za termohidravlične analize točkovni model reaktorske kinetike (enačba (5)).

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\beta}{\nu} (R - 1) n + \sum_{i=1}^k \lambda_i C_i + S \quad (5),$$

kjer pomenijo: n — fisijsko moč reaktorja, β — delež zakasnelih nevtronov, ν — čas nastajanja nevtronov, R — reaktivnost, λ — razpadno konstanto, C — koncentracijo zakasnelih nevtronov, S — vir nevtronov.

Z enačbo ni težav pri reševanju. Pomemben je povratni vpliv nekaterih parametrov primarnega kroga na reaktivnost sredice, ki pa ga je mogoče z ustreznimi vloženimi podatki primerno popisati.

Po simulirani ustavitvi verižne reakcije se vključi model razpada cepitvenih produktov. Ta računa upadanje moči sredice s časovnimi konstantami, ki so sicer ugotovljene s preizkusi, vendar so eksaktne.

Namesto reaktorske kinetike, ki obnavlja toploto v sredici, je mogoče predpisati tudi naprej pripravljen časovni potek moči v obliki preglednice. Ta možnost je uporabna pri simuliranju jedrskih objektov.

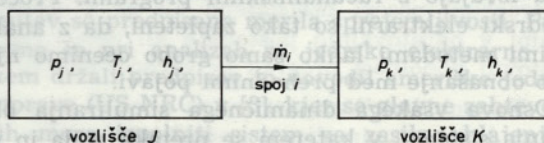
Zadnji pomembnejši model v programih je model regulacijskih sistemov. Starejši programi tega modela niso imeli, saj so bile pred nesrečo na Otoku treh milj poudarjene analize velikih izlivnih nezgod (ko počasi največja cev v primarnem sistemu), kjer regulacijski sistemi nimajo pomembne vloge.

Po nesreči na Otoku treh milj so se analize preusmerile na male izlivne nezgode, med katerimi hladivo (voda) le počasi izteka iz primarnega sistema, tlak počasi pada in zato regulacijski in varovalni sistemi bistveno vplivajo na potek nezgode. Novejši programi zato vključujejo nekakšen jezik za simuliranje zveznih sistemov, s katerim je mogoče simulirati poljuben regulacijski ali varovalni sistem objekta.

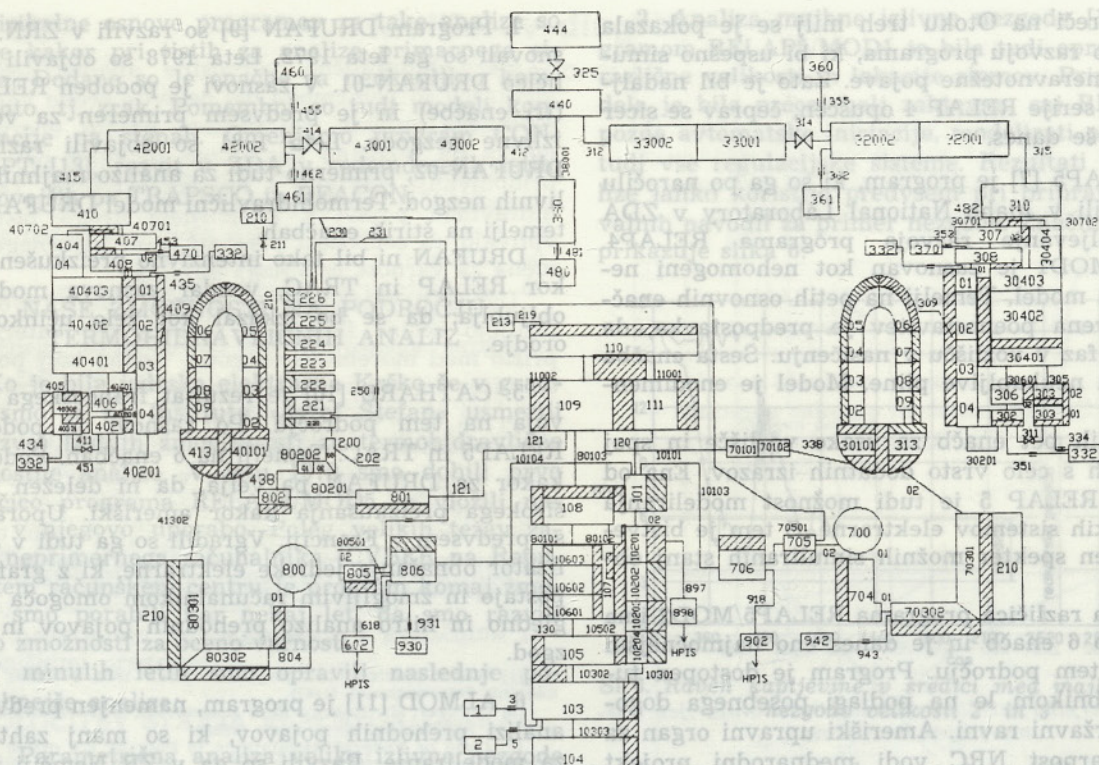
Uvajanje začetnega stanja simuliranega sistema pomeni poseben problem. Preden začnemo z dinamičnim simuliranjem, je nujno potrebno začetne pogoje za simulirani sistem predpisati tako, da je sistem sam po sebi v nekem stacionarnem stanju. Podati je treba pravilno tlačno razporeditev po sistemu in pravilno energijsko bilanco. To je v nekaterih programih v celoti prepuščeno uporabniku, v drugih pa program skuša iz nekaj ustaljenih parametrov izračunati stacionarne vrednosti za celoten sistem, ali pa na kak drug način pomaga uporabniku, da v nekaj iteracijah doseže stacionarno stanje. V kateremkoli primeru predstavlja inicializacija poglobljeno delo pri pripravi vloženih podatkov.

Sistemi, ki jih želimo simulirati, imajo pretežno enodimenzijske pretočne kanale. Zato, razen v nekaterih primerih v reaktorski posodi, ni potrebno večdimenzijsko reševanje zgoraj opisanih modelov. Računalniški programi za analize so narejeni tako, da je treba simulirani sistem razčleniti na končno število vozlišč.

Na sliki 3 je skica dveh vozlišč. V vsakem vozlišču v sistemu se računa termohidravlično stanje vode, v spojih med njimi pa se rešuje gibalna enačba. K vsakemu vozlišču je lahko dodano še prevajanje toplote skozi toplotne prevodnike, tj. stene vozlišča. K tej termohidravlični osnovi so dodani še drugi modeli. Program sam iz vnesenih podatkov o začetnem stanju v posameznih vozliščih zgradi celotni matematični model, ki ga potem med simulacijo rešuje.



Sl. 3. Značilna vozlišča v programih za termohidravlične analize



Sl. 4. Razčlenitev primarnega kroga JE za analizo s programom RELAP5

Priprava vloženih podatkov je zelo zahtevna. Temeljito je treba poznati lastnosti samega programa in iz njih sklepati na potrebno razčlenitev na diskretna vozlišča za vsak simulirani sistem. Za vsako vozlišče je treba podati kompletne geometrijske podatke ter poskrbeti za pravilna začetna stanja. Natančnost simuliranja praviloma narašča s številom vozlišč. Po drugi strani pa razpoložljive računalniške zmogljivosti omejujejo velikost problema. Zato je uporabnik vedno prisiljen najti kompromis med tema dvema zahtevama. V največjih laboratorijih, ki se ukvarjajo s takimi analizami in imajo na voljo najzmogljivejše računalnike, uporabljajo že vstopne modele z do 1000 vozlišči.

Zahtevnost takega vstopnega modela ponazarja slika 4, ki prikazuje razčlenitev primarnega kroga jedrske elektrarne Krško za analizo majhne izlivne nezgode s programom RELAP5. Reaktorska posoda je predstavljena z vozlišči na sredi slike. Na njeni levi in desni sta veji primarnega hladila z uparjalnikoma. K levi veji je dodan še model tlačnika. Vsak uparjalnik ima še podrobno razdelano sekundarno stran. Skupaj je skoraj 150 vozlišč.

Kratek pregled pomembnejših programov za termohidravlične analize

Razvoj programa za termohidravlične analize terja nekaj deset let dela ljudi. Zato so najboljši

programi nastali v najrazvitejših državah. Najpomembnejši in najpogostejše uporabljeni so:

Programi za analizo primarnega kroga:

1. RELAP4 [5] — to je danes že »klasičen« program s tega področja. Program RELAP4 so začeli razvijati v začetku sedemdesetih let v Idaho National Laboratory v ZDA. Prva širše uporabljena različica je bila RELAP4/MOD5 iz leta 1976. V letu 1978 so objavili izboljšano različico RELAP4/MOD6 in leta 1981 še različico RELAP4/MOD7, ki je tudi zadnja v tej seriji.

V tistem času je bila glavnina dela pri varnostnih analizah jedrskih elektrarn usmerjena v analize velike izlivne nezgode. Ker gre pri velikih izlivnih nezgodah za razmeroma hitre prehodne pojave, zadostuje za njihovo analizo enodimenzijski homogeni model dvofazne zmesi. Zato program RELAP4 temelji na treh osnovnih enačbah, ki opisujejo homogeno in ravnotežno zmes pare in kapljavine. V nekem vozlišču je lahko bodisi pregreta para, nasičena zmes ali podhlajena kapljavina. Seveda so dodani tudi modeli prenosa in prestopa toplote, kritičnega iztoka, reaktorske kinetike, črpalke ipd.

RELAP4 ima dva načina delovanja: konzervativni in realistični. Konservativna različica je bila priznana kot orodje za varnostne analize za potrebe izdaje uporabnih dovoljenj kot del metodologije za varnostne analize WREM (Water Reactor Evaluation Package) [6].

Po nesreči na Otoku treh milj se je pokazala potreba po razvoju programa, ki bi uspešno simuliral tudi neravnotežne pojave. Zato je bil nadaljnji razvoj serije RELAP 4 opuščen, čeprav se sicer uporablja še danes.

2. RELAP5 [7] je program, ki so ga po naročilu NRC razvili v Idaho National Laboratory v ZDA kot nadaljevanje razvoja programa RELAP4. RELAP5/MOD1 je zasnovan kot nehomogeni neravnotežni model. Temelji na petih osnovnih enačbah. Bistvena poenostavitev je predpostavka, da je ena od faz v vozlišču v nasičenju. Šesta enačba poskrbi za neukapljive pline. Model je enodimenzionalen.

Osnovnih pet enačb za vsako vozlišče in spoj je podprtih s celo vrsto dodatnih izrazov. Ena od prednosti RELAP 5 je tudi možnost modeliranja regulacijskih sistemov elektrarne. S tem je bistveno razširjen spekter možnih simuliranih stanj objekta.

Novejša različica programa RELAP5/MOD2 ima kot osnovo 6 enačb in je danes eno najmočnejših orodij na tem področju. Program je dostopen tujim uporabnikom le na podlagi posebnega dogovora na državni ravni. Ameriški upravni organ za jedrsko varnost NRC vodi mednarodni projekt ICAP (Internaitonal Code Assessment Program), v okviru katerega več svetovnih laboratorijev prispeva svoje izračune s programom RELAP5/MOD2. Na ta način skušajo najti in odstraniti njegove pomanjkljivosti.

Na Odseku za reaktorsko tehniko Instituta »Jozef Stefan« smo člani ICAP in že nekaj let uspešno uporabljamo RELAP5/MOD1, v kratkem pa pričakujemo tudi RELAP5/MOD2.

3. TRAC [8] serijo programov so po naročilu NRC razvili v Los Alamos Scientific Laboratory v ZDA. Zasnovani so tako, da bi kar najbolj zvesto simulirali večino mogočih prehodnih pojavov in nezgod v jedrski elektrarni od velike izlivne nezgode do obratovalnih prehodnih pojavov. Temu ustrezna je seveda zapletenost programa in potreba po računalniških zmogljivostih. So neposredni tekmeč RELAP5 (NRC je financirala razvoj obeh, tako da bi medsebojno tekmovanje med obema laboratorijema prispevalo h kakovosti).

Posamezne komponente primarnega sistema jedrske elektrarne je mogoče modelirati bodisi enodimenzionalno ali pa tridimenzionalno (predvsem v reaktorski posodi). Osnova termohidravličnega modela je sedem enačb (šest za vodo in ena za neukapljive tekočine).

Taka zasnova modela terja seveda obsežno podporo pomožnih korelacij in izkustvenih enačb za medfazni prenos snovi in energije, prenos toplote s sten, kritične iztoke ipd. Model je največ, kar z današnjim poznavanjem termohidravlike znamo narediti. Seveda pa je njegova uporaba temu ustrezno zapletena in draga.

4. Program DRUFAN [9] so razvili v ZRN. Zasnovali so ga leta 1972. Leta 1978 so objavili različico DRUFAN-01. V zasnovi je podoben RELAP4 (tri enačbe) in je predvsem primeren za velike izlivne nezgode. Leta 1981 so objavili različico DRUFAN-02, primerno tudi za analizo majhnih izlivnih nezgod. Termohidravlični model DRUFAN-02 temelji na štirih enačbah.

DRUFAN ni bil tako intenzivno preizkušen kakor RELAP in TRAC, vendar zasnova modelov obljublja, da se bo izkazal kot zelo učinkovito orodje.

5. CATHARE [10] je rezultat francoskega razvoja na tem področju. Po zasnovi je podoben RELAP5 in TRAC. Temelji na 6 enačbah. Podobno kakor za DRUFAN pa velja, da ni deležen tako širokega preizkušanja kakor ameriški. Uporablja se predvsem v Franciji. Vgradili so ga tudi v analizator obnašanja jedrske elektrarne, ki z grafično postajo in zmogljivim računalnikom omogoča pregledno in hitro analizo prehodnih pojavov in nezgod.

6. ALMOD [11] je program, namenjen predvsem analizi prehodnih pojavov, ki so manj zahtevni za modeliranje. Razvili so ga v ZR Nemčiji. Ima vnaprej predpisano razčlenitev primarnega kroga na diskretna vozlišča in poseben model uparjalnika. Simulira tudi vse regulacijske sisteme, pomembne za primarni del elektrarne. Ne dopušča simuliranja prehodnih pojavov, med katerimi pride do uparjanja v primarnem krogu (razen seveda v tlačniku). Predvsem je uporaben za hitre parametrične analize.

Termohidravlična analiza sredice reaktorja

1. Omenimo le program COBRA [12], ki je nastal v ZDA. Namenjen je analizi termohidravličnih pojavov v sami sredici reaktorja, predvsem izračunu lokalnih razmerij do krize vrenja (DNBR) med stacionarnim in dinamičnim obratovanjem. Zasnova programa je tridimenzionalna. Vstopni model sredice je treba razdeliti na večje število vozlišč.

Analiza zadrževalnega hrama

Zadrževalni hram je zadnja pregrada pred izpuščanjem radioaktivnih snovi v okolico. Med izlivno nezgodo bi vanj iztekalo hladivo iz primarnega ali sekundarnega sistema. Zaradi uparjanja bi tlak naraščal. Če ne bi bilo posebnih sistemov za zniževanje tlaka (prhe, toplotni menjalniki), bi med nezgodo tlak lahko narastel čez dopustno vrednost in bi utegnili priti do pokanja zadrževalnega hrama. Za preverjanje učinkovitosti teh sistemov opravljamo termohidravlične analize dogajanj v hramu po nezgodi.

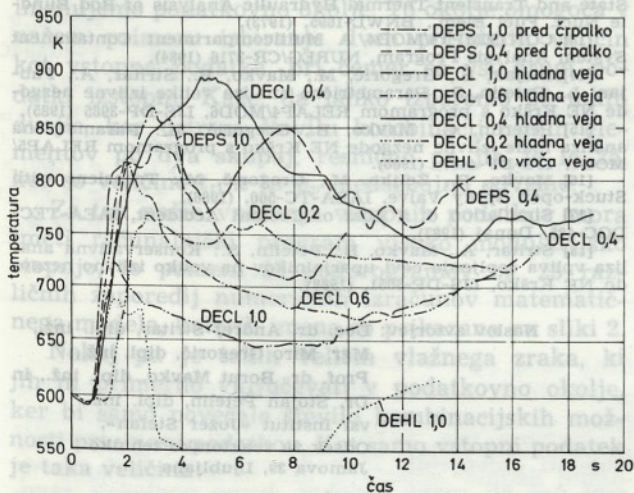
Fizikalne osnove programov za take analize so enake kakor pri tistih za analize primarnega sistema. Dodane so le enačbe za neukapljivo komponento, tj. zrak. Pomembni so tudi modeli kondenzacije na stenah. Omenjamo program CONTEMPT [13], razvit v ZDA v sedemdesetih letih, od novejših pa TRAPSCO in BEACON.

NAŠE ZMOŽNOSTI NA PODROČJU TERMOHIDRAVLIČNIH ANALIZ

Ko je bila jedrska elektrarna Krško še v gradnji, smo se na Institutu »Jožef Stefan« usmerili v razvoj lastnih zmogljivosti za termohidravlične varnostne analize. V letu 1979 smo dobili prvo različico programa RELAP4/MOD5 in vložili napore v njegovo uporabo. Poleg velikih težav zaradi neprimernega računalnika (CYBER na Republiškem računskem centru je program komaj zmožel), smo porabili kar nekaj let, da smo razvili vrsto zmožnosti za oceno varnosti.

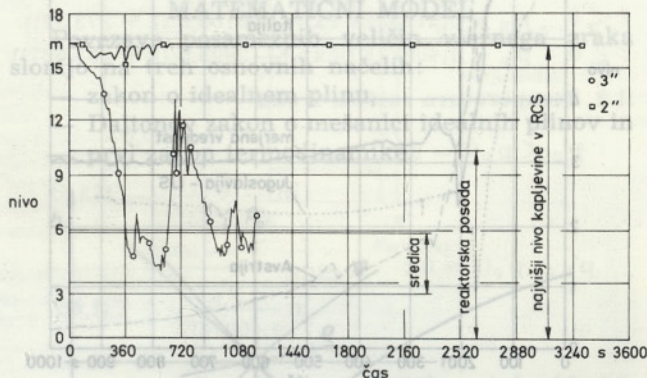
V minulih letih smo opravili naslednje pomembnejše analize:

1. Parametrična analiza velike izlivne nezgode [14] jedrske elektrarne Krško s programom RELAP4/MOD6. To je bil eden naših prvih preizkusnih kamnov. Analizirali smo cel spekter velikih izlivnih nezgod (različnih prereзов in lokacij zloma). Naši rezultati so potrdili analize dobavitelja elektrarne Westinghousa, ki je predstavil kot najneugodnejšo nezgodo zlom 40 % prereza cele cevi v hladni veji med črpalko in reaktorsko posodo. Na sliki 5 je prikazana primerjava temperatur srajčk goriva za različne primere. Analiza je bila realistična, zato so dosežene temperature daleč pod dopustnimi.



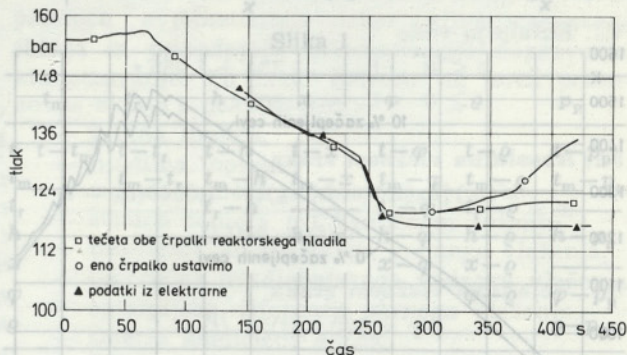
Sl. 5. Primerjava temperatur srajčk goriva med veliko izlivno nezgodo za različne lokacije in velikosti zlomov.

2. Analiza majhne izlivne nezgode [15] s programom RELAP5/MOD1 je bila tudi opravljena za različne velikosti in lokacije zlomov. Priprava modela je bila precej bolj zahtevna, saj RELAP5 ne pozna avtomatske iniciacije, modelirati pa je treba tudi vse regulacijske sisteme. Rezultati take analize lahko koristijo predvsem pri pripravi obratovnih navodil za primer nezgode. Značilni rezultat prikazuje slika 6.



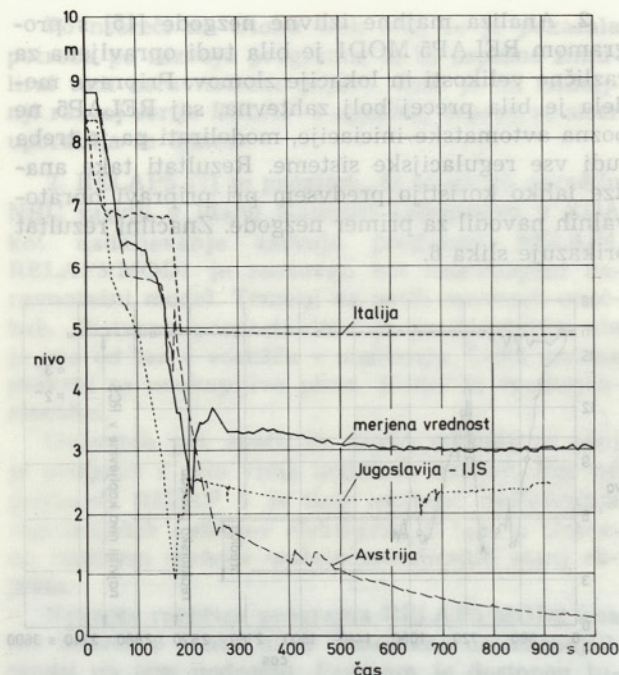
Sl. 6. Raven kapljevine v sredici med majhno izlivno nezgodo velikosti 2" in 3"

3. Analiza prehodnega pojava [16] nehotenega prhanja v tlačniku jedrske elektrarne Krško je bila prva praktična preizkušnja naših modelov in orodij. Do prehodnega pojava je v JE Krško v resnici prišlo zaradi okvare na ventilu. S programom RELAP5 smo zadovoljivo ponovili potek nezgode (sl. 7).



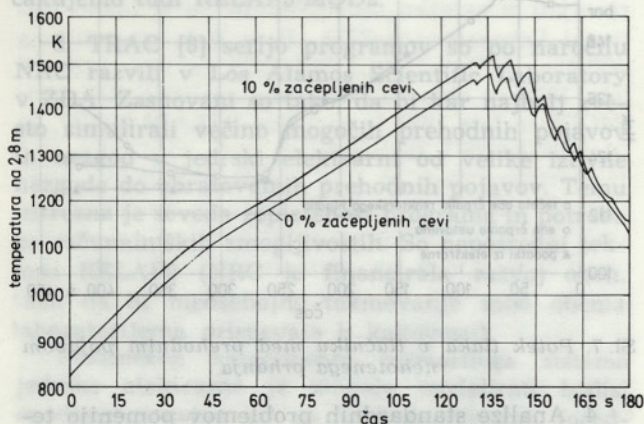
Sl. 7. Potek tlaka v tlačniku med prehodnim pojavom nehotenega prhanja

4. Analize standardnih problemov pomenijo temeljni način preverjanja programov. Standardni problemi so preizkusi na preizkusnih napravah, ki simulirajo celoten potek nezgode ali pa le manjši značilen del. Praviloma gre za mednarodne projekte, katerih se udeležuje večje število laboratorijev. Na sliki 8 je prikazana primerjava naših rezultatov z rezultati drugih laboratorijev in merjenimi vrednostmi za primer simuliranja majhne izlivne nezgode na poskusni napravi, ki jo je podprla Mednarodna agencija za atomsko energijo [17].



Sl. 8. Primerjava rezultatov različnih laboratorijev z izmerjenimi vrednostmi

5. Analizo vpliva začetitve cevi v uparjalniku [18] na varnost smo opravili za potrebe JE Krško. Zaradi obrabe sten so morali v JEK začetiti nekaj cevi v uparjalniku. Vpliv te spremembe na skupno varnost smo ocenili s termohidravličnimi analiza-
mi. Na sliki 9 je primerjava doseženih temperatur srajčkov goriva za začetljene in nezačetljene cevi.



Sl. 9. Vpliv začetitve cevi uparjalnika na temperaturo srajčkov goriva med veliko izlivno nezgodo

SKLEP

Termohidravlične varnostne analize jedrskih elektrarn so pomemben del celovite ocene varnosti jedrskega objekta, saj pomeni prenos energije z goriva na tekočino poglavitni fizikalni pojav pri pridobivanju energije z jedrsko cepitvijo. Termohidravlični pojavi v primarnem krogu bistveno vplivajo na celovitost pregrad in so ključnega pomena za varnost celotnega objekta.

Današnji matematični modeli zadovoljivo popisujejo večino fizikalnih pojavov, do katerih bi prišlo med morebitno nezgodo. Vedno bolj postaja omejitev za kakovost analize zmogljivost računalnika, na katerem se simulira

Na Institutu »Jožef Stefan« smo ustanovili skupino, ki se uspešno vključuje v svetovni razvoj na tem področju. V minulih letih smo postopoma osvojili poglavitne metode in orodja in smo danes zmožni opraviti analize, potrebne za spremljanje varnega obratovanja jedrskih elektrarn.

LITERATURA

- [1] World Nuclear Industry Handbook 1988, Nuclear Engineering International (1987).
- [2] Inhaber, H.: Energy Risk Assessment, Gordon and Breach Science Publishing, New York (1982).
- [3] Code of Federal Regulations 10 Part 50, US office of the Federal Register, (1983).
- [4] Beader, D., Stritar, A.: Pregled korelacij in programskih paketov za izračun koeficienta prestopa toplote v nekaterih programih za deterministične varnostne analize, IJS-DP-4781, (1987).
- [5] »RELAP4/MOD5, A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear and Related Systems«, User's Manual, ANRC-NUREG-1335, (1976).
- [6] WREM: Water Reactor Evaluation Model, Division of Technical Review, Nuclear Regulatory Commission, (1975).
- [7] Ransom, V., et al.: »RELAP5/MOD1 code manual«, NU: REG/CR-1826, EGG-2070 DRAFT, Revision 2, (1981).
- [8] »TRAC-PF1, An Advanced Best-Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis«, NUREG/CR-3567, LA-9944-MS, (1984).
- [9] Burwell, M. J. et al., »DRUFAN-01/MOD2, User's guide«, GRS-A-646, (1981).
- [10] Nigon, J. L.: The French Safety Code: Cathare, IAEA Workshop on the IAEA Programme on Computer Aided Safety Analysis, Portorož (1985).
- [11] Frish, W., Hoepfner, G., Weber, J. P.: ALMOD 3.4, A Nonlinear Plant Model for Describing Large Amplitude Transients in PWR, GRS, Auftrag 738323, (1984).
- [12] COBRA-III.C: Digital Computer Program for Steady State and Transient Thermal Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nucl. Fuel Elem., BNWL-1695, (1973).
- [13] CONTEMP4/MOD4 A Multicompartment Containment System Analysis Program, NUREG/CR-3716 (1984).
- [14] Bizjak, S., Gregorič, M., Mavko, B., Stritar, A., Fabjan, L., Petelin, S.: Parametrična analiza velike izlivne nezgode NE Krško s programom RELAP4/MOD6, IJS-DP-3985 (1985).
- [15] Peterlin, G., Mavko, B., Gregorič, M.: Parametrična analiza male izlivne nezgode NE Krško s programom RELAP5/MOD1, IJS-DP-4437, (1986).
- [16] Mavko, B., Zeljko, M., Gregorič, M.: Transient with Stuck-open Spray Valve, IAEA-TC-560, (1986).
- [17] Simulation of a Loss of Coolant Accident, IAEA-TEC-DOC-425, Dunaj (1987).
- [18] Stritar, A., Mavko, B., Petelin, S.: Konservativna analiza vpliva čepljenja cevi uparjalnikov na veliko izlivno nezgodo NE Krško, IJS-DP-5051, (1988).

Naslov avtorjev: Doc. dr. Andrej Stritar, dipl. inž.,
Mgr. Miro Gregorič, dipl. inž.,
Prof. dr. Borut Mavko, dipl. inž., in
Dr. Stojan Petelin, dipl. inž.,
vsi Institut »Jožef Stefan«,
Odsek za reaktorsko tehniko
Jamova 39, Ljubljana