

Vpliv analize zanesljivosti človeka na rezultate verjetnostnih varnostnih analiz jedrske elektrarne

Marko Čepin, Andrej Prošek

Institut Jožef Stefan, Ljubljana, Slovenija
E-pošta: marko.cepin@ijs.si, andrej.prosek@ijs.si

Povzetek. Kljub visoki stopnji avtomatizacije je človeški dejavnik pri vodenju kompleksnih sistemov še vedno eden najpomembnejših pri njihovem varnem obratovanju. Poleg prispevkov odpovedi komponent in opreme je v modelih verjetnostnih varnostnih analiz mogoče upoštevati tudi zanesljivost človeka. Razvili smo metodo za analizo zanesljivosti človeka, katere rezultat so ocenjene verjetnosti specifičnih človeških napak, ki lahko nastanejo pri vodenju sistemov. Metodo smo uporabili za verjetnostne varnostne analize konkretne elektrarne. S prikazom delnega prispevka k tveganju, ki kaže, koliko posamezen dogodek ali skupina dogodkov pripomore k nerazpoložljivosti sistemov oziroma k varnosti objekta, je prikazan prispevek človeka v primerjavi z odpovedmi izbranih komponent in opreme. Identificirali smo najpomembnejše človeške akcije, ki jih je treba vaditi v popolnem simulatorju jedrske elektrarne. S tem so zmanjšane verjetnosti človeških napak in zato je prispevek človeka v verjetnostnih varnostnih analizah manjši. To pomaga k izboljšanju varnosti jedrskih elektrarn.

Ključne besede: varnost, zanesljivost, jedrska elektrarna, človek

Contribution of human reliability analysis to the results of probabilistic safety assessment of the nuclear power plant

Extended abstract. The human contribution to the undesired events in technological systems is still significant despite automation of systems and processes. In the probabilistic safety assessment, which is a standardized tool for assessment and improvement of nuclear power plant safety, it is possible to consider the human reliability analysis in addition of the risk analysis of component and system failures. The objective of this paper is to show how the human reliability analysis is integrated into the probabilistic safety assessment and to assess effects of human reliability on the nuclear power plant safety compared to the contribution of the selected safety equipment. A method for human reliability analysis was developed. Fig. 1 shows how the human reliability analysis is integrated into the probabilistic safety assessment. Equation 1 provides an expression for quantification of the risk contribution of the selected events. The expression is based on eqs. 2 and 3, which calculate the system unavailability based on failure probabilities of its components and related human errors. A detailed model of a specific nuclear power plant is investigated. Fig. 2 shows the result of parametric deterministic analysis from which a time window for operator action is determined. Results in figure 3 show that the risk contribution of all human errors is comparable to the risk contribution of diesel generators. Abbreviations used in Fig. 3 are explained in Table 1. The results show that the risk contribution of initiator events and pre-initiator events is negligible. The results in Fig. 4 show that only a few human errors notably contribute to the risk. The majority of human errors contributes negligibly or even do not contribute at all. Abbreviations of Fig. 4 are explained in Table 2. Fig. 4 and Table 2 identify the most important human actions to be trained in the plant full scope simulator. Figs. 5 and 6 show partial results of the probabilistic safety assessment focusing only on one initiating event (i. e. loss of offsite power) and to

its subsequent scenarios. Figure 5 shows the risk contributions of selected groups of events for all scenarios of the loss of offsite power initiating event. Fig. 6 shows the risk contributions of the same groups for specific scenarios of the loss of offsite power initiating event separately. Results show that the risk contributions of specific events or groups of events vary from one scenario to another and from one initiating event to another. Identification of the most important human actions in general and for specific initiating events is the input for defining training in the full scope plant simulator. It decreases the human error probability for trained human actions. The decrease in the human error probability increases the nuclear power plant safety accordingly.

Keywords: safety, reliability, nuclear power plant, human

1 Uvod

Verjetnostne varnostne analize so standardno orodje za proučevanje zanesljivosti sistemov in varnosti objektov [1, 2, 3]. V največji meri se uporabljajo za ocenjevanje in izboljševanje varnosti jedrskih elektrarn in vesoljskih poletov.

V okviru verjetnostnih varnostnih analiz se ugotavlja, kateri dogodki se lahko zgodijo, kako verjetno je, da se zgodijo, in kako hude so lahko njihove posledice. Poleg prispevkov odpovedi komponent in opreme je v modelih verjetnostnih varnostnih analiz mogoče upoštevati tudi zanesljivost človeka (oz. operaterjev) v obravnavanih objektih [4, 5, 6, 7].

1.1 Cilj prispevka

Cilj prispevka je prikazati, kako metodo analize zanesljivosti človeka učinkovito vključimo v verjetnostne varnostne analize in kako zanesljivost človeka vpliva na ocenjevanje varnosti jedrske elektrarne v primerjavi s prispevkom izbranih komponent in varnostne opreme.

1.2 Kratek pregled dosedanjega dela

Razvili smo metodo za analizo zanesljivosti človeka, katere rezultat so ocenjene verjetnosti specifičnih človeških napak, ki lahko nastanejo v okviru vodenja sistemov [5].

Pri tem smo posebno pozornost namenili analizi odvisnosti med človeškimi akcijami. Razvili smo model za ocenjevanje medsebojne odvisnosti človeških akcij med vzdrževanjem in preizkušanjem sistemov. Poleg tega smo razvili model za ocenjevanje medsebojne odvisnosti človeških akcij, ki po nezaželenih začetnih dogodkih z zagonom varnostnih sistemov, če se morda ne zaženejo samodejno, pomagajo preprečiti nezgodo [5].

Metoda za analizo zanesljivosti človeka je bila razvita na način, ki omogoča neposredno in preprosto povezavo z verjetnostnimi varnostnimi analizami, katere specifični del je sama metoda. V okviru metode se verjetnosti človeških napak ocenjujejo na podlagi več parametrov, med katerimi sta tudi čas izvajanja zahtevane akcije in časovni okvir, v katerem mora biti narejena. Njena razlika daje dodatni čas, ki ga imajo operaterji za izvedbo. Teoretično je verjetnost, da ne bo človeških napak večja, če je za izvedbo več časa.

Za ocenjevanje časovnih okvirjev zahtevanih akcij smo uporabili pristop parametričnih determinističnih varnostnih analiz [7]. Uporabili smo termohidravlični model za izbrano elektrarno [8]. V determinističnih varnostnih analizah smo spreminjali čas, v katerem operaterji izvedejo posamezno akcijo, in opazovali časovni odziv sistemov jedrske elektrarne kako, da ne pride do prekoračitve izbranih parametrov, npr. do pregretja sredice reaktorja [7, 9]. Za merilo pregretja sredice smo izbrali temperaturo srajčke goriva, če preseže 1348 K ali če več kot 30 minut presega 923 K.

Metodo smo uporabili za verjetnostne varnostne analize konkretne elektrarne. Ob identificiranju velikega nabora morebitnih človeških napak in ob identificiranju še večjega števila vplivnih parametrov nas je zanimalo, kateri so najpomembnejši. Zato smo modele razvili in povezali na način, ki je omogočil analize občutljivosti kazalcev tveganja in analize parametrov zanesljivosti na podlagi odvisnosti od parametrov, ki vplivajo na določitev verjetnosti napak človeka [6].

S proučevanjem modelov in rezultatov smo ugotovili, da k tveganju elektrarne največ prispeva le majhen del človeških napak in tudi majhno število vplivnih parametrov [6].

2 Verjetnostne varnostne analize

Slika 1 kaže shemo verjetnostnih varnostnih analiz s poudarkom na vključitvi metode razvite za analizo zanesljivosti človeka. Modeli analize zanesljivosti človeka dajejo rezultate: verjetnosti napak človeka, ki so lahko vključene v analizo dreves dogodkov in v analizo dreves odpovedi [1, 2].

Na sliki 1 je poudarjeno, da analiza dreves dogodkov pomeni vrednotenje scenarijev preprečevanja nezgod. Po nezaželenem dogodku (npr. izlivna nezgoda, npr. izguba zunanega napajanja) se samodejno sprožijo varnostni sistemi, ki preprečijo nastanek nezgode oz. blažijo njene posledice. Če se varnostni sistemi ne bi sprožili, ukrepajo operaterji po vnaprej napisanih postopkih. Drevesa dogodkov povezujejo scenarije, ki se ločijo po tem, kateri varnostni sistemi v določenem časovnem zaporedju delujejo oz. kateri ne.

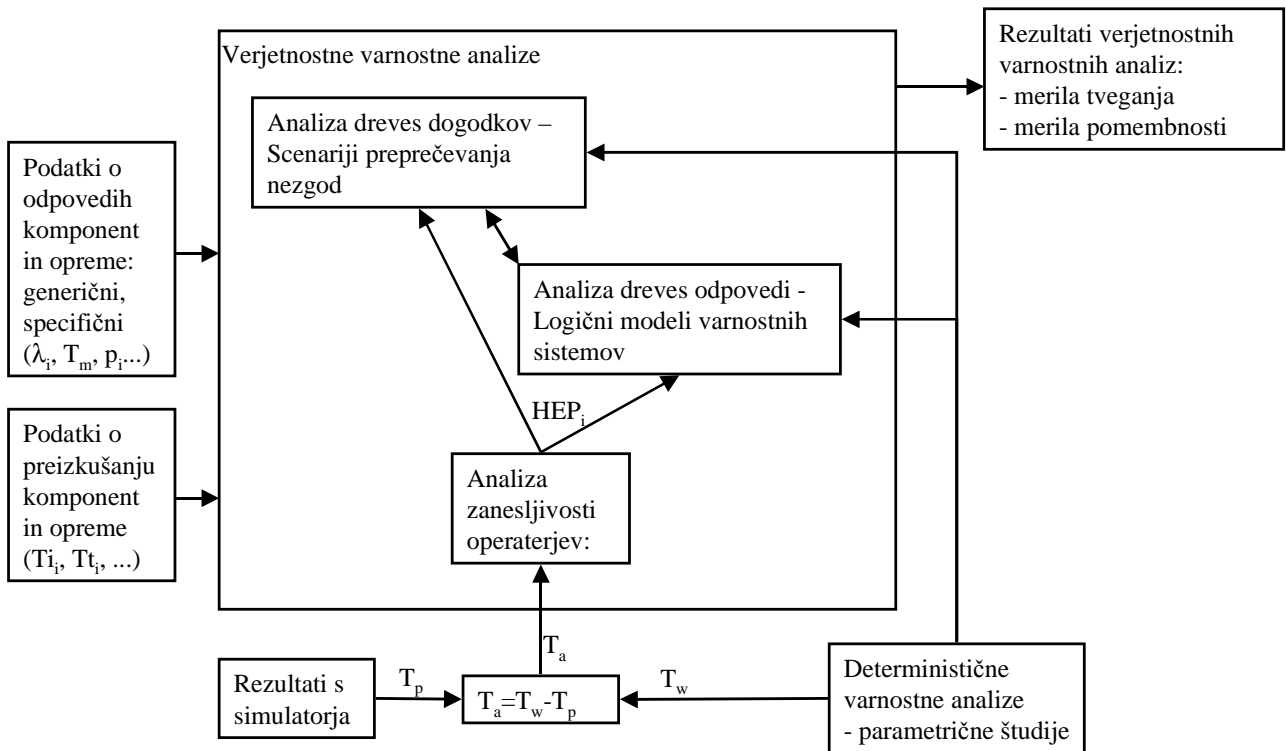
Na sliki 1 so poudarjena tudi drevesa odpovedi, ki so podrobni logični modeli posameznih varnostnih sistemov. Namenjena so analiziranju, katere kombinacije odpovedi komponent in človeških napak lahko povzročijo odpoved sistema, in njihovemu ovrednotenju.

Vhodni podatki za analizo dreves dogodkov in za analizo dreves odpovedi so podatki o odpovedih komponent in opreme (npr. λ_i ... pogostost odpovedi i -te komponente, T_m ... čas delovanja i -te komponente, verjetnost odpovedi i -te komponente), podatki o njihovem preizkušanju in vzdrževanju (npr. T_i ... interval preizkušanja i -te komponente, T_t ... trajanje preizkušanja i -te komponente) in verjetnosti človeških napak (HEP_i), ki jih dobimo kot rezultat analize zanesljivosti človeka.

V okviru analize zanesljivosti človeka se za vsako človeško akcijo, ki je lahko potrebna v okviru obvladovanja sistemov, posebej modelira in oceni verjetnost človeške napake na podlagi več parametrov, med katerimi so [5, 6, 7]: število korakov zahtevane akcije, sama narava zahtevane akcije, kompleksnost izvajanja, količina stresa in dodatni čas, ki ga imajo operaterji za izvedbo (T_a). Ta čas je razlika med časovnim okvirjem, v katerem mora biti akcija opravljena (T_w), in med dejanskim časom potrebnim za izvedbo zahtevane akcije (T_p).

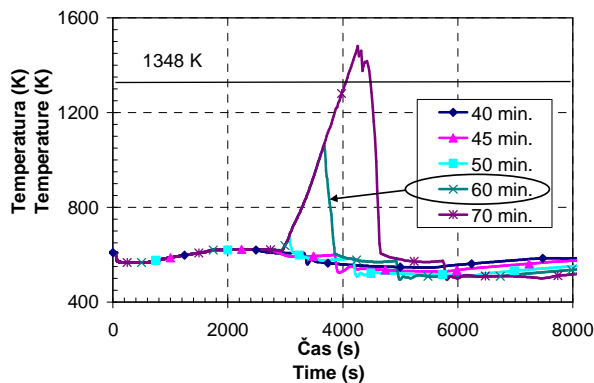
Slika 2 kot primer kaže, kako določimo čas T_w na podlagi determinističnih varnostnih analiz. Za izbrani primer je T_w enak času največje zakasnitve ročnega vklopa pomožne napajalne vode, pri kateri se sredica še ne bi pregrela. Slika 2 kaže, da ko je zakasnitev pomožne napajalne črpalke 60 minut, temperatura 1348 K ni prekoračena, pri 70 minutah zakasnitve pa je, zato je T_w 60 minut.

Na podlagi simulatorja, ki je replika komandne sobe jedrske elektrarne, je bilo določeno, da je čas potreben za izvedbo akcije T_p enak 10 minut, zato ima operater dodatno 50 minut za izvedbo ($T_a=50$ minut).



Slika 1: Prikaz verjetnostnih varnostnih analiz z vključitvijo metode za analizo zanesljivosti človeka

Figure 1: Scheme of the probabilistic safety assessment with the integrated method for human reliability analysis



Slika 2: Temperatura gorivne srajčke v odvisnosti od časa za izbrane zakasnitve vklopa pomožne napajalne vode

Figure 2: Rod cladding temperature versus time for selected delays of manual actuation of the auxiliary feedwater system

2.1 Kvantitativna merila tveganja

Rezultati verjetnostnih varnostnih analiz so kvalitativni in kvantitativni. Kvalitativni rezultati pomenijo identifikacijo kombinacij dogodkov, ki povzročijo nezaželeni dogodek. Na nivoju analize varnostnega sistema je to lahko odpoved njegove posamezne varnostne funkcije ali celotnega sistema. Kombinacije dogodkov, ki lahko povzročijo odpoved sistema, so

predvsem odpovedi njegovih komponent, so pa lahko tudi izpuščene ali napačne človeške akcije.

Kvantitativni rezultati so merila zanesljivosti in razpoložljivosti sistemov, merila tveganja, ki dajejo ocene verjetnosti nezgod, in merila pomembnosti, ki pomenijo prispevek komponent in njihovih skupin k zanesljivosti sistemov, k njihovem povečanju in k njihovem zmanjšanju.

Delni prispevek k tveganju je merilo, ki pove, koliko posamezen dogodek (npr. odpoved komponente ali izpuščena ali napačna človeška akcija) pripomore k nerazpoložljivosti sistema ali k tveganju objekta. Enačba (1) kaže, kako se izračuna delni prispevek dogodka n k tveganju (FC_n).

$$FC_n = \frac{Q_s - Q_s(Q_n = 0)}{Q_s}, \tag{1}$$

kjer je:

FC_n ... delni prispevek dogodka n k tveganju

Q_s ... nerazpoložljivost sistema

$Q_s(Q_n=0)$... nerazpoložljivost sistema pri nerazpoložljivosti komponente n postavljene na 0, oz. verjetnosti človeške napake n postavljene na 0

Enačbi (2) in (3) kažeta, kako se poenostavljeno izračuna nerazpoložljivost sistema [2].

$$Q_S = \sum_{i=1}^{i=I} Q_{MCSi} - \sum_{i<j} Q_{MCSi \cap MCSj} +$$

$$+ \sum_{i<j<k} Q_{MCSi \cap MCSj \cap MCSk}$$

$$Q_{MCSi} = \prod_{b=1}^{b=B} Q_b$$

kjer je:

Q_{MCSi} ... nerazpoložljivost zaradi ene kombinacije dogodkov (tj. odpovedi komponent), ki povzročijo nezaželeni dogodek oz. odpoved sistema

Q_b ... nerazpoložljivost komponente b

Ker kombinacije odpovedi, ki lahko povzročijo odpoved sistema, med seboj niso neodvisne, delni prispevek ne pomeni hkrati enako kot relativni prispevek komponent ali njihovih skupin k nerazpoložljivosti sistema.

Po vključitvi analize zanesljivosti človeka v verjetnostne varnostne analize je mogoče za posamezno človeško akcijo ali za skupino akcij določiti, kako pripomore k tveganju elektrarne, in prispevek primerjati s pomembnimi komponentami in skupinami komponent.

3 Model

Metoda je preizkušena na konkretnem primeru verjetnostnih varnostnih analiz konkretne jedrske elektrarne, in sicer dvozančne elektrarne z enim tlačnovodnim reaktorjem in z več kot 20 leti uspešnega in varnega obratovanja.

Značilnosti modela verjetnostnih varnostnih analiz kažejo, da gre za podrobni in natančni model varnosti elektrarne. Model vsebuje:

- več kot 500 dreves odpovedi varnostnih sistemov in varnostnih funkcij elektrarne,
- več kot 100 dreves dogodkov, ki povezujejo odzive elektrarne na 16 osnovnih začetnih dogodkov,
- več kot 150 funkcijskih dogodkov, ki povezujejo varnostne sisteme v drevesih dogodkov,
- več kot 2000 scenarijev odzivov elektrarne na začetne dogodke,
- več kot 2500 osnovnih dogodkov, ki predstavljajo konkretne odpovedi konkretnih komponent oz. opreme, pri čemer je vključenih več kot 100 osnovnih dogodkov povezanih z napakami človeka,
- več kot 200 skupin dogodkov s skupnim vzrokom, kjer so modelirane odvisnosti med podobnimi odpovedmi in
- več kot 2500 logičnih vrat, ki medsebojno logično povezujejo odpovedi komponent v modelih njihovih sistemov.

4 Rezultati

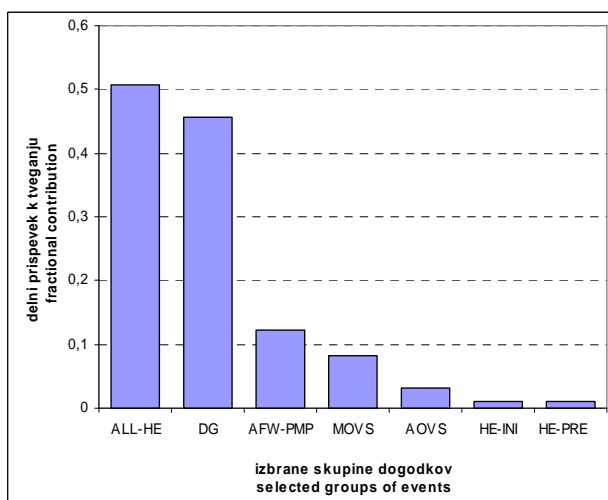
Rezultati kažejo, da je prispevek vseh človeških napak k tveganju primerljiv s prispevkom k tveganju za oba dizelska generatorja (slika 3 in razlaga kratic v tabeli 1).

Rezultati kažejo, da je prispevek tiste skupine človeških napak, ki bi lahko povzročile nezaželen začetni dogodek in delovanje varnostnih sistemov, ki preprečijo, da se začetni dogodek razvije v nezgodno stanje, zelo majhen in tako rekoč zanemarljiv (slika 3).

Rezultati kažejo, da le nekaj človeških napak opazno prispeva k tveganju. Večina človeških napak k tveganju prispeva zanemarljivo malo ali pa sploh ne (slika 4 in razlaga kratic v tabeli 2). Slika 4 kaže 10 najpomembnejših človeških napak izmed 78, ki so identificirane v rezultatih od več kot 100, ki so upoštevane v modelih.

Človeške akcije navedene v tabeli 2 so identificirane kot najpomembnejše in jih je treba uvrstiti v program vadbe na simulatorju.

Z vadbo v simulatorju se za najpomembnejše identificirane probleme lahko bistveno izboljša odzivnost človeka. Zato je identifikacija najpomembnejših človeških napak pomemben pripomoček pri izboljševanju varnosti.



Slika 3: Delni prispevek k tveganju za izbrane skupine dogodkov

Figure 3: Fractional contribution for selected groups of events

Za določitev nabora vseh najpomembnejših človeških akcij je treba poleg celotnih rezultatov preveriti še rezultate po posameznih začetnih dogodkih, ki jih je za izbrani model elektrarne 16.

Primer enega od teh: izguba zunanega napajanja, ki največ prispeva k oceni tveganja, je prikazan na slikah 5 in 6.

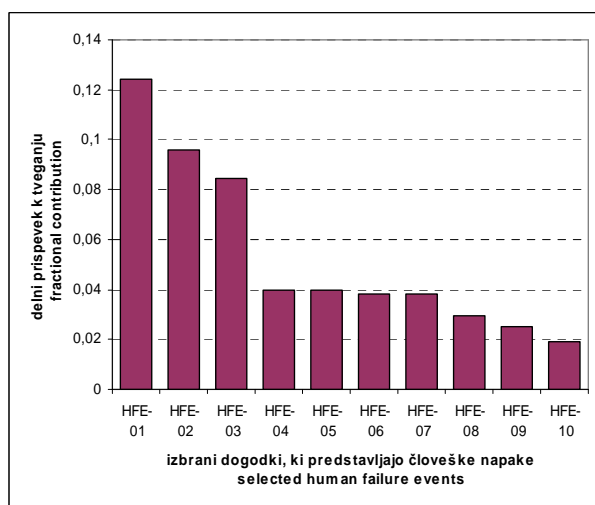
Slika 5 prikazuje delni prispevek k tveganju za izbrane skupine dogodkov za vse scenarije po začetnem dogodku izguba zunanega napajanja.

Slika 6 pa prikazuje prispevke po posameznih scenarijih. Slika 6 kaže, da se lahko prispevki posameznih skupin dogodkov (kar velja tudi za posamezne dogodke) precej razlikujejo po posameznih scenarijih. To je tudi logično, saj so v različnih scenarijih predvideni različni varnostni sistemi in različne komponente ter druge človeške akcije.

Tabela 1: Razlaga kratic s slike 3

Table 1: Explanation of abbreviations from figure 3

ALL-HE	Skupina vseh dogodkov, ki predstavljajo človeške napake Group of all human failure events
DG	Skupina dogodkov povezanih z odpovedjo dizelskih generatorjev Group of all events connected with diesel generator failures
AFW-PMP	Skupina dogodkov povezanih z odpovedjo črpalk sistema pomožne napajalne vode Group of all events connected with auxiliary feedwater pump failures
MOVS	Skupina dogodkov povezanih z odpovedjo motornih ventilov Group of all events connected with motor-operated valves failures
AOVS	Skupina dogodkov povezanih z odpovedjo zračnih ventilov Group of all events connected with air-operated valves
HE-INI	Skupina dogodkov, ki predstavljajo človeške napake, ki povzročijo začetni dogodek Group of initiator human failure events
HE-PRE	Skupina dogodkov, ki predstavljajo človeške napake pred začetnim dogodkom Group of pre-initiator human failure events

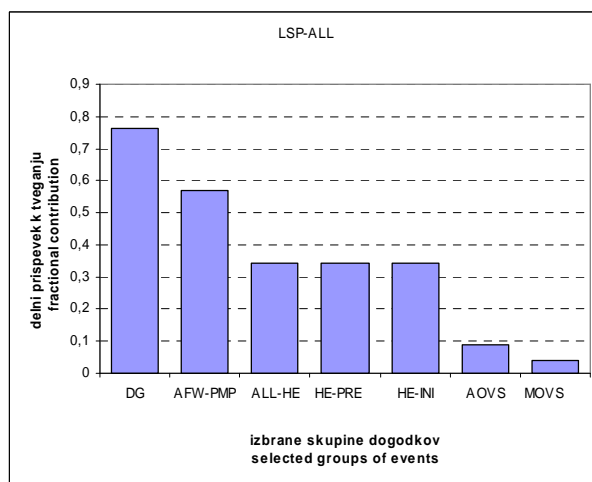


Slika 4: Delni prispevek k tveganju za 10 človeških napak
Figure 4: Fractional contribution of ten human failure events

Tabela 2: Razlaga kratic s slike 4

Table 2: Explanation of abbreviations from figure 4

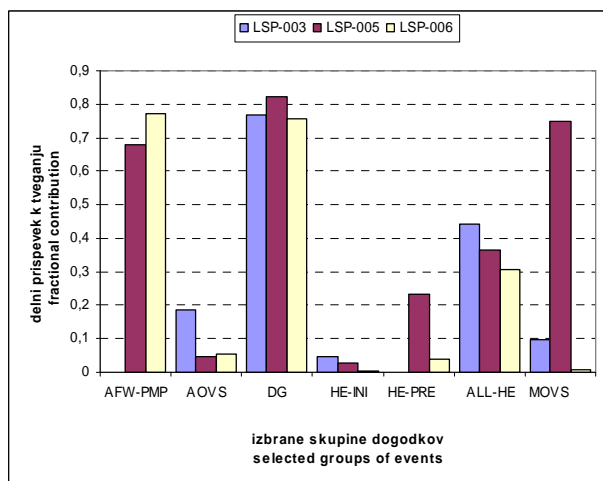
HFE-01	Operator ne vzpostavi dotoka tesnilne vode za črpalko reaktorskega hladila Operator fails to initiate reactor coolant pump seal injection
HFE-02	Operator ne vzpostavi hlajenja reaktorskega hladilnega sistema Operator fails to initiate cooldown of the reactor coolant system
HFE-03	Operator ne vzpostavi dotoka v reaktorski hladilni sistem Operator fails to activate the reactor coolant system inventory restoring
HFE-04	Operator ne preklopi napajanja (linija A) Operator fails to transfer feeds (train A)
HFE-05	Operator ne preklopi napajanja (linija B) Operator fails to transfer feeds (train B)
HFE-06	Operator ne zažene črpalke B sistema oskrbovalne vode Operator fails to start the service water pump B
HFE-07	Operator ne sproži signala za varnostno vbrizgavanje Operator fails to initiate safety injection signal
HFE-08	Operator ne vzpostavi visokotlačne recirkulacije Operator fails to establish high-pressure recirculation
HFE-09	Operator ne ustavi varnostnega vbrizgavanja, da prepreči prekomerno polnjenje tlačnika Operator fails to stop safety injection to avoid pressurizer overfill
HFE-10	Operator ne vzpostavi postopka praznjenja in polnjenja (izpuščanja pare in dovajanja hladne vode) Operator fails to establish bleed & feed



Slika 5: Delni prispevek k tveganju za začetni dogodek izguba zunanje napajanja (vsi scenariji skupaj)
Figure 5: Fractional contribution of the loss of offsite power initiating event (all scenarios together)

Rezultati kažejo, da ima kljub veliki avtomatizaciji človek še vedno pomembno vlogo pri vodenju sistemov.

Njegov prispevek pri ocenjevanju varnosti jedrskih elektrarn se kaže predvsem v tem, da lahko operater opazi in uredi razmere po morebitnih odpovedih varnostnih sistemov, kar se kaže tudi v rezultatih verjetnostnih varnostnih analiz.



Slika 6: Delni prispevek k tveganju za začetni dogodek izguba zunanega napajanja (po posameznih scenarijih)

Figure 6: Fractional contribution to the loss of offsite power initiating event (separately by scenarios)

Nadaljnje delo je usmerjeno v primerjavo človeškega dejavnika obstoječih in bodočih jedrskih elektrarn, na primer tistih s pasivnimi varnostnimi sistemi. Popolna primerjava še ni mogoča, ker slednje še niso zgrajene in obstajajo le modeli verjetnostnih varnostnih analiz za zasnove projekta. Vendar je že jasno, da se bo prispevek človeka k tveganju bistveno zmanjšal.

5 Sklep

Kljub veliki stopnji avtomatizacije je človeški dejavnik pri vodenju kompleksnih sistemov še vedno eden najpomembnejših pri njihovem varnem obratovanju.

Zato ocenjevanje in zmanjševanje prispevka človeka k tveganju pripomore k izboljšanju varnosti.

Razvili smo metodo za analizo zanesljivosti človeka, ki smo jo uspešno uporabili v okviru verjetnostnih varnostnih analiz. Ocenili smo prispevke posameznih človeških napak, njihove skupine in jih primerjali z drugimi dejavniki tveganja.

Identificirali smo najpomembnejše človeške akcije, ki jih je treba vaditi v popolnem simulatorju jedrske elektrarne. S tem so zmanjšane verjetnosti človeških napak in posledično je prispevek človeka v verjetnostnih varnostnih analizah še manjši. To pripomore k izboljšanju varnosti jedrskih elektrarn.

6 Literatura

- [1] ASME RA-S-2002, Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2002.
- [2] M. Čepin, B. Mavko, A Dynamic Fault Tree, *Reliability Engineering and System Safety*, 2002, vol. 75, str. 83-91.
- [3] M. Čepin, B. Mavko, Optimizacija intervalov nadzornega preizkušanja v jedrski elektrarni na osnovi verjetnostnih varnostnih analiz, *Elektrotehniški vestnik*, Ljubljana, 1996, vol. 63 (3), str. 179-185.
- [4] NUREG/CR-1278, Handbook for Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plants Application, US NRC, 1983.
- [5] M. Čepin, DEPEND-HRA - A method for consideration of dependency in human reliability analysis, *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, vol. 93 (10), str. 1452-1460.
- [6] M. Čepin, Importance of Human Contribution within the Human Reliability Analysis (IJS-HRA). *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, 2008, vol. 21 (3), str. 268-276.
- [7] A. Prošek, M. Čepin, Success criteria time windows of operator actions using RELAP5/MOD3.3 within human reliability analysis, *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, 2008, vol. 21 (3), str. 260-267.
- [8] A. Prošek I. Parzer, B. Krajnc, Simulation of hypothetical small-break loss-of-coolant accident in modernized nuclear power plant, *Elektrotehniški vestnik*, Ljubljana, 2004, vol. 71 (4), str. 199-204.
- [9] A. Prošek, B. Mavko, An estimation of operator action success criteria time windows with best estimate code, TopSafe 2008, International Topical Meeting on Safety of Nuclear Installations, Dubrovnik, Croatia, 30. 09. - 3. 10. 2008. Conference proceedings. Brussels: European Nuclear Society, 2008, str. 123.1-123.9.

Marko Čepin je diplomiral leta 1992 na Fakulteti za elektrotehniko in računalništvo ter magistriral leta 1995 in doktoriral leta 1999 na Fakulteti za matematiko in fiziko Univerze v Ljubljani. Do leta 2009 je bil zaposlen na Institutu "Jožef Stefan", Odsek za reaktorsko tehniko. Leta 2002 je bil izvoljen za docenta na Fakulteti za elektrotehniko, kjer je zaposlen od leta 2009 naprej. Njegovo glavno področje raziskav so elektroenergetski sistemi.

Andrej Prošek je diplomiral leta 1987 na Fakulteti za elektrotehniko in računalništvo ter magistriral leta 1992 in doktoriral leta 1999 na Fakulteti za matematiko in fiziko Univerze v Ljubljani. Zaposlen je na Institutu "Jožef Stefan", Odsek za reaktorsko tehniko. Leta 2008 je bil izvoljen za višjega znanstvenega sodelavca na Institutu "Jožef Stefan". Njegovi glavni področja raziskav sta termohidravlične varnostne analize jedrskih naprav ter razvijanje metod za oceno negotovosti in natančnosti izračunov.