

Ignalinos AE 1-ojo bloko vandens valymo ir aušinimo sistemos radiologinio užterštumo tyrimas

Gintautas Poškas^{1,2},

Rimantas Zujus¹,

Gintautas Miliauskas²

¹ Lietuvos energetikos institutas,
Branduolinės inžinerijos
problemų laboratorija,
Breslaujos g. 3, LT-44403 Kaunas
El. paštas: g.poskas@gmail.com

² Kauno technologijos universitetas,
Šilumos ir atomo energetikos katedra,
K. Donelaičio g. 20,
LT-44239 Kaunas
El. paštas: gintautas.miliauskas@ktu.lt

Straipsnyje pateikiami Ignalinos AE 1-ojo bloko vandens valymo ir aušinimo sistemos (VVAS) įrangos užterštumo modeliavimo rezultatai. Modeliuota modifikuotu programų paketu LLWAA-DECOM (Tractebel Energy Engineering, Belgija) įvertinant informaciją apie VVAS komponentų charakteristikas, kontūruose tekančio vandens parametrus, sistemos darbo režimus ir kt. Modeliavimu gauti rezultatai apie VVAS posistemių ir komponentų nuosėdų bendrą aktyvumą ir nuosėdų nuklidinę sudėtį reaktoriaus galutinio sustabdymo metu bei labiausiai užterštų komponentų nuosėdų aktyvumo kitimą ir jų skleidžiamos suminės dozės galią po reaktoriaus galutinio sustabdymo.

Nustatyta, kad VVAS posistemių bei jų komponentų užterštumas yra labai skirtingas. Išvalyto vandens posistemės labiausiai užteršto ir mažiausiai užteršto komponentų aktyvumas sudaro 28,33 ir 0,86 %, palyginti su labiausiai užteršto nevalyto vandens posistemės komponento aktyvumu, o papildomo vandens aušinimo posistemės komponentų aktyvumas yra nežymus.

Raktažodžiai: Ignalinos AE, vandens valymo ir aušinimo sistema, paviršių užterštumas, dozės galia

ĮVADAS

Ignalinos atominė elektrinė (IAE) 2009 m. gruodžio 31 d. visiškai nutraukė elektros energijos gamybą. Tuomet IAE pagrindine veikla tapo jos eksploatacijos nutraukimo procesas. Šio proceso optimaliai eigai užtikrinti būtini bent preliminarūs duomenys apie eksploataavimo nutraukimo metu susidarysiančių radioaktyviųjų atliekų kiekį, radioaktyvumo lygį, nuklidinę sudėtį ir kt. Eksploatuojant atominę elektrinę užteršiamas ne tik reaktorius, bet ir priverstinės cirkuliacijos kontūras (PCK) bei PCK posistemės, tarp jų ir vandens valymo bei aušinimo sistema (VVAS). Užteršimą radioaktyviomis dalelėmis lemia aušinimo skysčio (Ignalinos AE atveju, vandens) cirkuliacija

šiose sistemose. Pats vanduo yra užteršiamas dėl korozijos ir aktyvacijos procesų, taip pat galimų kuro apvalkų defektų. Esant priverstinei vandens cirkuliacijai minėtose AE sistemose vyksta radioaktyviųjų dalelių nusėdimas ant jų komponentų vidinių sienučių paviršių.

VVAS teka PCK vanduo, kuris aukštoje temperatūroje yra geras korozijos reakcijos katalizatorius ir, apiplaudamas metalinius komponentus, skatina jų korozijos procesus. Korozijos intensyvumas reaktoriaus įrangos komponentuose priklauso nuo daugelio veiksnių: temperatūros, komponentų sudėties bei eksploataavimo trukmės, šilumnešio tekėjimo režimo ir daugelio kitų. Korozijos produktų susiformavimo procesas ir pernašos mechanizmai apžvelgti [1–4].

PCK vanduo aktyvacijos produktais užteršiamas keletu būdų [5]. Šilumnešis perneša taršos daleles į reaktoriaus aktyviąją zoną. Čia jos sudaro nuosėdas ant aktyvioje zonoje esančios įrangos paviršių ir yra aktyvuojamos veikiant dideliems neutronų srautams. Šios aktyvuotos taršos dalelės dėl erozijos patenka į cirkuliuojantį šilumnešį, yra pernešamos PCK ir nusėda ant įrangos, esančios už reaktoriaus aktyviosios zonos, paviršių. Taršos dalelės gali ir nenusėsti ant įrangos sienelių reaktoriaus aktyviojoje zonoje – jos aktyvuojamos cirkuliacijos per aktyviąją zoną metu ir taip pat formuoja nuosėdų sluoksnį ant įrangos, esančios už aktyviosios zonos ribų, paviršių. Kitas aktyvacijos produktų PCK šaltinis yra aktyviojoje zonoje esančios įrangos medžiagos aktyvacija ir dėl korozijos bei erozijos į vandenį patenkantys aktyvacijos produktai. Sienelių radioaktyvus užterštumas yra paviršinis, nes aktyvuotos dalelės nusėda ant įrangos paviršiaus.

Esant kuro kanalų defektams, branduoliniame kure esantys skilimo produktai gali migruoti ir per pažeistas kuro apvaskalų vietas patekti į PCK cirkuliuojantį šilumnešį. Papildomai skilimo produktai yra generuojami skylant „paklydusiam“ uranui (angl. „tramp“ uranium), kurio dalelės yra kuro komponentų apvaskalų išorėje (užteršiami apdirbant kurą). Eksploatacijos metu šilumnešis gali būti užteršiamas šiomis dalelėmis [7]. „Paklydusio“ urano skilimo produktų spektras analogiškas skilimo produktų spektrui branduoliniame kure.

Šiame straipsnyje pateikiami modeliavimo rezultatai apie Ignalinos AE 1-ojo bloko VVAS įrangos bendrą

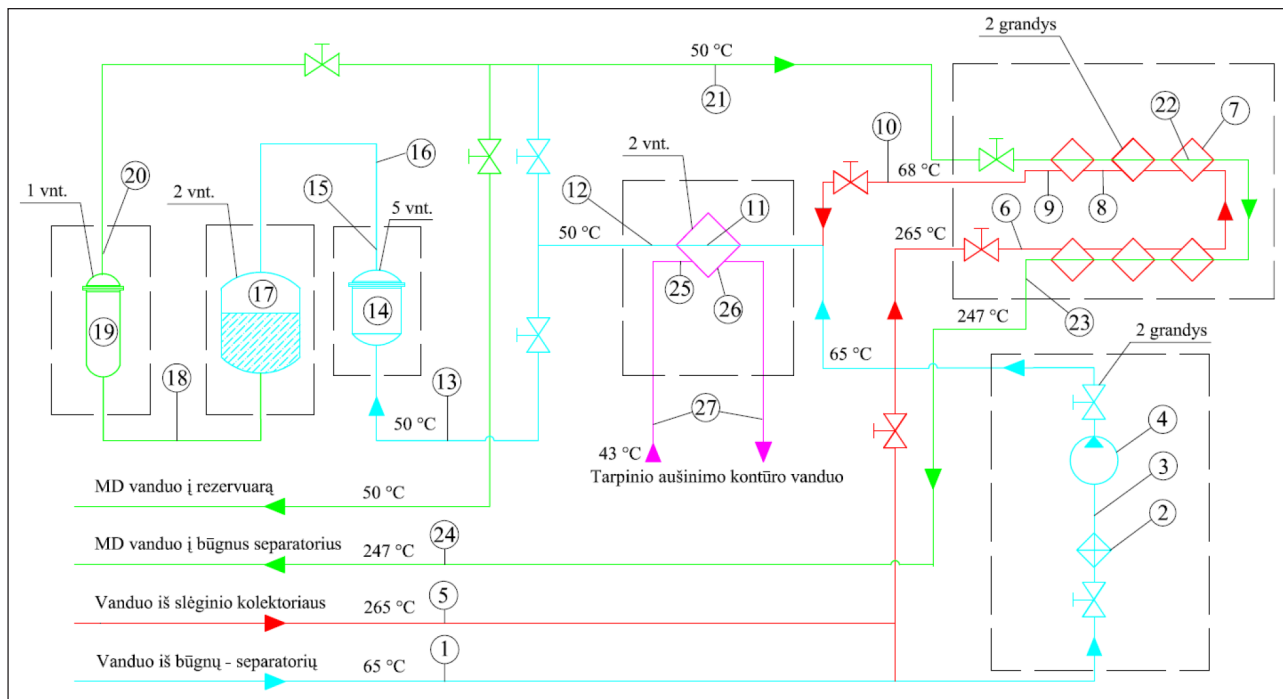
aktyvumą ir nuosėdų nuklidinę sudėtį bei labiausiai užterštų komponentų nuosėdų aktyvumo kitimą ir jų skleidžiamos suminės dozės galią po reaktoriaus galutinio sustabdymo.

VANDENS VALYMO IR AUŠINIMO SISTEMA (VVAS)

VVAS palaiko priverstinės cirkuliacijos kontūro vandens kokybę, valydamą PCK vandenį nuo korozijos produktų ir tirpių druskų bei taip kontroliuodama PCK vandens radioaktyvumo lygį. Taip pat VVAS tiekia vandenį reaktoriui stabdymo arba avariniu atvejais, plaunant PCK sistemą reaktoriaus techninio aptarnavimo metu bei kaupia reaktoriui paleisti reikalingą 50 °C temperatūros vandenį rezervuare [6]. Pagal vandens taršą VVAS galima suskirstyti į tris posistemas: nevalyto vandens, išvalyto vandens ir papildomo aušinimo. Supaprastinta VVAS technologinė schema pateikta 1 pav.

VVAS susideda iš vamzdžių atšakų nuo būgnų-separatorių ir slėginių kolektorių (1, 5), dviejų mechaninių filtrų prieš siurblius (2), dviejų siurblių (4), dviejų regeneratorių po šešis korpusus (7), dviejų papildomų aušintuvų blokų (26), penkių mechaninių perlitinių filtrų (14), dviejų jonų mainių filtrų (17), vieno filtro-gaudyklės (19). Pagrindiniai VVAS komponentai išvardinti lentelėje.

Reaktoriaus normalios eksploatacijos metu dalis PCK vandens iš slėginių kolektorių (5) yra tiekiami į VVAS ir patenka į regeneratorių (7, 8), kuriuose yra atvėšinamas



1 pav. Supaprastinta VVAS schema: 1–17 nevalyto vandens posistemė; 18–24 išvalyto vandens posistemė; 25–27 papildomo aušinimo posistemė

Lentelė. Pagrindiniai VVAS komponentai

Nevalyto vandens posistemė (NV-1)		
Nr.	Komponento pavadinimas	Žymėjimas
1.	Vamzdžiai iš būgno-separatoriaus į VVAS siurblius	VVAS-1
2.	Vamzdžiai iš slėginių kolektorių į VVAS siurblius	VVAS-1
3.	Mechaniniai filtrai prieš siurblius (korpusas)	VVAS-3
4.	Lygiagretūs vamzdžiai į ir iš VVAS siurblių	VVAS-4
5.	VVAS siurbliai CNR-500-115 (korpusas)	VVAS-5
6.	Įėjimo vamzdžiai iš siurblių į regenerorius	VVAS-6
7.	Regeneratorius (korpuso vidinis paviršius)	VVAS-7
8.	Regeneratorius (vamzdžių išorinis paviršius)	VVAS-8
9.	Vamzdžiai iš regeneratorių į papildomą aušintuvą	VVAS-9
10.	Vamzdis iš regeneratoriaus į papildomą aušintuvą	VVAS-10
11.	Papildomas aušintuvas (vamzdžių vidinis paviršius)	VVAS-11
12.	Vamzdžiai iš papildomo aušintuvo į vandens valymo įrangą	VVAS-12
13.	Vamzdžiai iš papildomo aušintuvo į mechaninius perlitinius filtrus	VVAS-13
14.	Mechaninis perlitinis filtras (korpusas)	VVAS-14
15.	Mechaniniai perlitinių filtrų vamzdžiai	VVAS-15
16.	Vamzdis į jonų mainų filtrus	VVAS-16
17.	Jonų mainų filtras (korpusas)	VVAS-17
Išvalyto vandens posistemė (NV-2)		
18.	Vamzdis tarp jonų mainų ir filtro-gaudyklės	VVAS-18
19.	Filtras-gaudyklė (korpusas)	VVAS-19
20.	Vamzdis iš filtro-gaudyklės į regeneratorių	VVAS-20
21.	Vamzdis į regenerorius	VVAS-21
22.	Regeneratorius (vamzdžių vidinis paviršius)	VVAS-22
23.	Grįžtančio į būgną-separatorių vandens vamzdžiai	VVAS-23
24.	Grįžtančio į būgną-separatorių vandens vamzdis	VVAS-24
Papildomo vandens aušinimo posistemė (NV-3)		
25.	Papildomas aušintuvas (vamzdžių išorinis paviršius)	VVAS-25
26.	Papildomas aušintuvas (korpusas)	VVAS-26
27.	Tarpinio kontūro vandens vamzdžiai į ir iš papildomo aušintuvo	VVAS-27

grįžtančio išvalyto vandens srauto nuo 265 °C iki 68 °C temperatūros. Jonų mainų filtrų darbinė temperatūra yra iki 60 °C, todėl 68 °C temperatūros vanduo papildomo aušinimo posistemėje (25, 26, 27) yra papildomai aušinamas iki 50 °C. Toliau vanduo vamzdžiais (13, 15) patenka į mechaninius perlitinius filtrus (14), kuriuose pašalinami korozijos produktai. Jonų mainų filtruose (17) iš vandens pašalinamos tirpios druskos ir radioaktyvaus skilimo produktai. Išvalytas vanduo vamzdžiu (21) vėl tiekiamas į regenerorius (7, 8). Čia jis pašildomas iki 247 °C temperatūros iš slėginių kolektorių atitekančiu vandeniu. Po to vamzdžiu (24) patenka į būgnus-separatorius.

UŽTERŠTUMO ĮVERTINIMO METODIKA

Modeliuojant reaktoriaus sistemų radioaktyvųjų užterštumą reikia įvertinti daugybę sudėtingų taršos dalelių susiformavimo, jų pernešimo bei atpalaidavimo procesų ir atsižvelgti į jų tarpusavio sąveiką. Atskirų pernašos uždavinių detaliais vertinimo atvejais naudojami sudėtingi matematiniai modeliai ir daug skaičiavimo resursų rei-

kalaujantys jų skaitinio sprendimo algoritmai. Todėl vertinant radioaktyvųjų užterštumą reaktorių sistemose yra daromi supaprastinimai, t. y. naudojami empiriniai ir pusiau empiriniai modeliai ir programos (PACTOLE [9], CRUDTRAN [9], ACE-II [10] ir kt.). Paprastai šie ir panašūs modeliai, programos yra specialiai pritaikomi konkrečiam reaktoriaus tipui [11].

Modeliuojant VVAS įrangos radioaktyvųjų užterštumą buvo naudojamas programų paketas LLWAA-DECOM (Tractebel Energy Engineering, Belgija) [12]. Atliekant vertinimą šiuo paketu reikalinga informacija apie:

- sistemos darbo charakteristikas (darbo ciklų skaičių, darbo ciklo trukmę);
- cirkuliuojančio vandens parametrus (vandens pH, temperatūrą, vidutinį greitį, tūrinį aktyvumą);
- taršos dalelių charakteristikas (tankį, skersmenį, tirpumą);
- sistemos komponentų konstrukcinius parametrus (konstrukcines medžiagas, komponento geometrinius matmenis, sienučių šiuurkštumą, kt.) ir pan.

Ant sistemos komponento sienutės esančių nuklidų aktyvumo kitimas aprašomas lygtimi (1)[12]:

$$\frac{dW_i}{dt} = K_d * C v_i * (1 - frspr_i) - W_i * (K_r + \lambda_i);$$

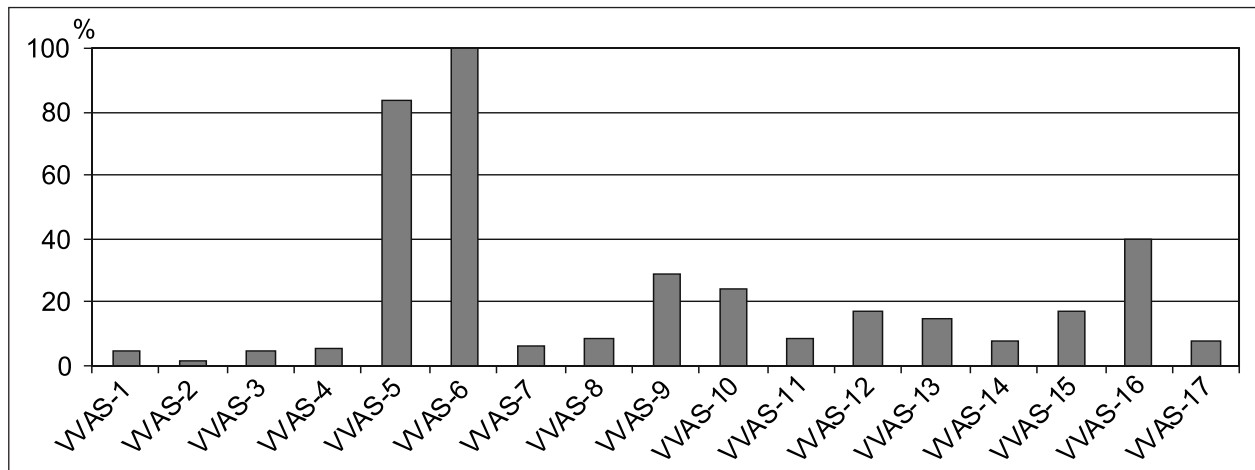
čia: w_i – i -ojo nuklido, esančio ant sienutės, paviršinis aktyvumas, Bq/m²; K_d – dalelių nusėdimo greitis, m/s; $C v_i$ – tūrinis i -ojo nuklido aktyvumas sraute, Bq/m³; $frspr_i$ – i -ojo nuklido tirpioji dalis cirkuliuojančiame agente; K_r – dalelių atpalaidavimo koeficientas, s⁻¹; λ_i – i -ojo nuklido skilimo konstanta, s⁻¹; t – laikas, s. Nusėdimo ir atpalaidavimo koeficientai (K_d , K_r) priklauso nuo srauto judėjimo charakteristikų (tekėjimo greičio, temperatūros, Reinoldso skaičiaus ir kt.), sistemos įrangos charakteristikų (geometrijos, vidinių sienučių šiurkštumo, trinties koeficiento) bei radioaktyviųjų dalelių charakteristikų (dalelių tankio sraute, skersmens).

Skaitinio eksperimento eigoje kiekvienam VVAS komponentui, pasinaudojant duomenimis apie šilumnešio nuklidinę sudėtį ir nuklidų aktyvumus, nustatytas nuosėdose esančių nuklidų aktyvumas ir jų skleidžiamos bendros dozės galia ant komponento išorinio paviršiaus.

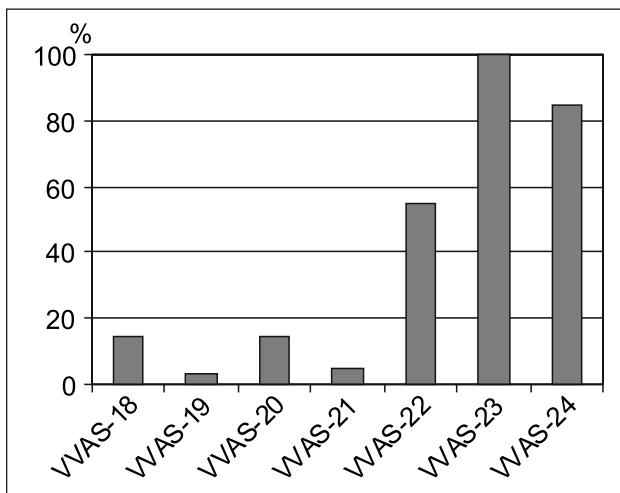
REZULTATAI

VVAS komponentų užterštumo modeliavimo rezultatų analizė parodė, kad VVAS nevalyto vandens posistemėje labiausiai užteršti komponentai yra: vamzdžiai iš slėginių kolektorių į VVAS siurblius (VVAS-5) ir įėjimo vamzdžiai iš siurblių į regenerorius (VVAS-6) (2 pav.). VVAS išvalyto vandens posistemėje labiausiai užteršti komponentai: regeneratoriaus vamzdžių vidinis paviršius (VVAS-22) ir grįžtančių į būgną-separatorių vandens vamzdžiai (VVAS-23, VVAS-24) (3 pav.). VVAS papildomo vandens aušinimo posistemėje labiausiai užterštas komponentas yra papildomo aušintuvo vamzdžių išoriniai paviršiai (VVAS-27) (4 pav.).

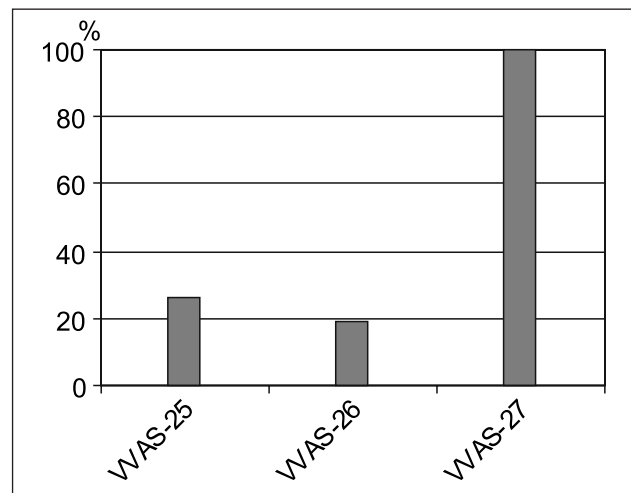
5 pav. matyti, kad VVAS posistemių užterštumas yra labai skirtingas. Labiausiai užteršta yra nevalyto vandens posistemė (NV-1), tačiau ir jos komponentai yra užteršti labai netolygiai. Mažiausiai užteršto (NV-1) komponento aktyvumas yra tik 1,42 %, palyginti su labiausiai užteršto



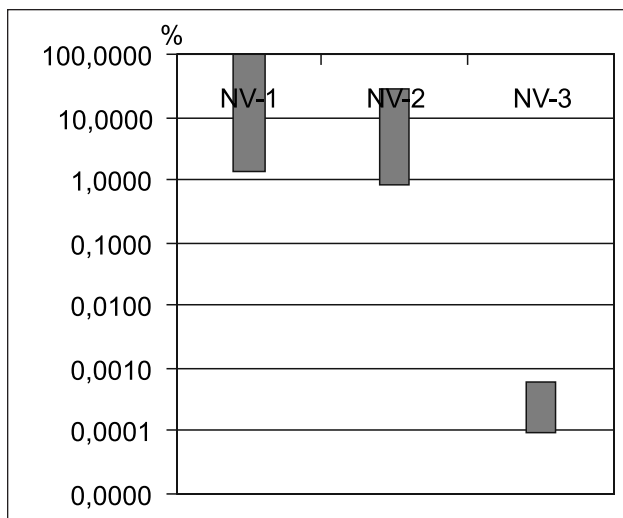
2 pav. VVAS nevalyto vandens posistemės komponentų santykinis aktyvumas (VVAS-i/VVAS-6)



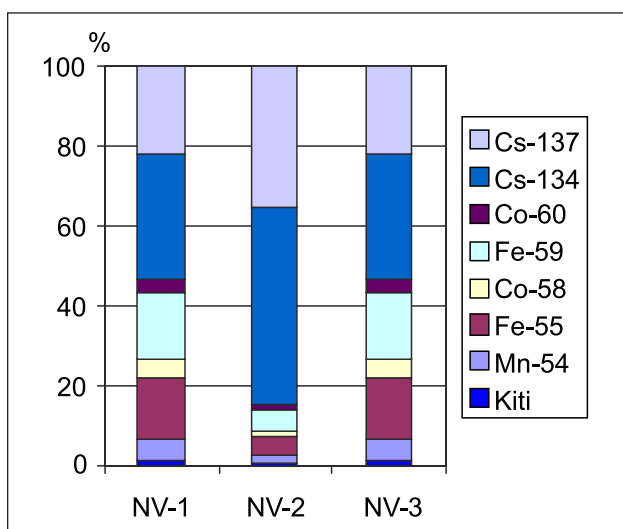
3 pav. VVAS išvalyto vandens posistemės komponentų santykinis aktyvumas (VVAS-i/VVAS-23)



4 pav. VVAS papildomo vandens aušinimo posistemės komponentų santykinis aktyvumas (VVAS-i/VVAS-27)



5 pav. VVAS posistemų komponentų aktyvumo pasiskirstymas (žr. pažymėjimus 1 lentelėje)

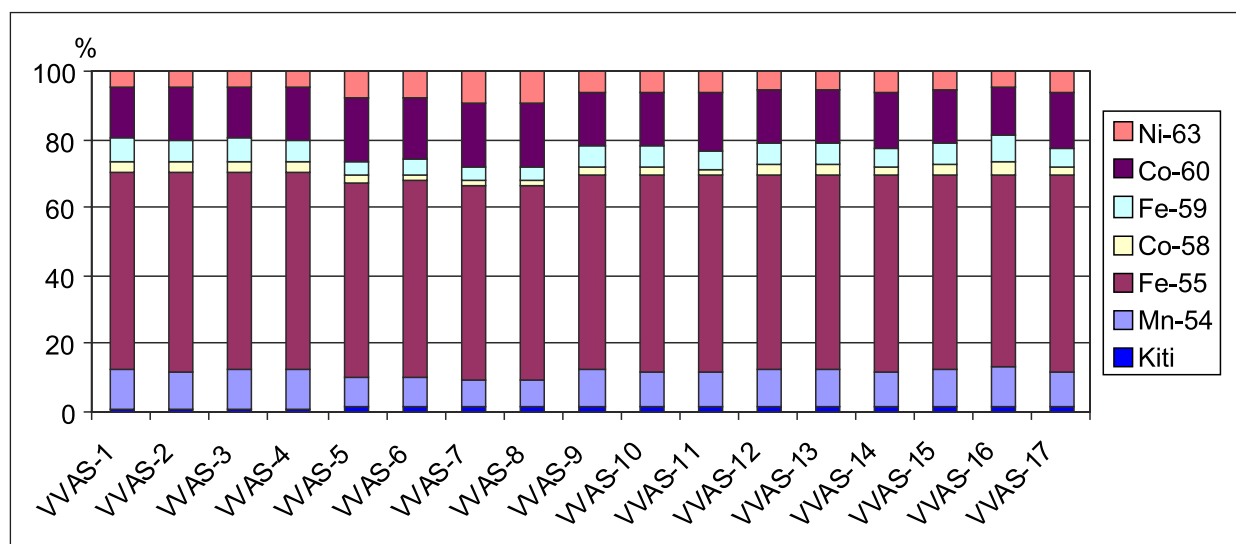


6 pav. VVAS posistemų vandens nuklidinė sudėtis (kiti <1 %)

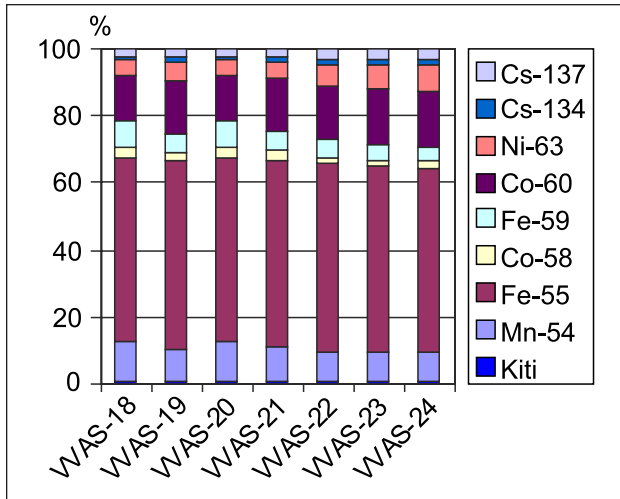
komponento aktyvumu. Išvalyto vandens posistemės (NV-2) labiausiai užterštas ir mažiausiai užterštas komponentai sudaro atitinkamai 28,33 ir 0,86 % aktyvumo, palyginti su labiausiai užteršto NV-1 komponento aktyvumu. Tuo tarpu papildomo vandens aušinimo posistemės (NV-3) komponento aktyvumas tesudaro 1/10000 procento dalį, palyginti su labiausiai užteršto NV-1 komponento aktyvumu. NV-1 posistemės komponentų didesnę aktyvumą lemia tai, kad jos komponentai yra prieš vandens valymo įrenginius. Kaip parodyta, NV-1 posistemės komponentų 5 ir 6 užterštumas labai skiriasi nuo kitų NV-1 komponentų. Pagrindinė priežastis, kad šie komponentai yra prieš šilumokaitį, ir jais teka aukštos temperatūros vanduo. Po valymo įrenginių patenkantis vanduo į NV-2 posistemę jos komponentus užteršia mažiau, tai lemia mažesnę jos komponentų aktyvumą. NV-3 posistemės mažo aktyvumo priežastis, kad jos vanduo tiesiogiai nesimaišo su NV-1 ir NV-2 vandeniu. Kai kurių komponentų (pvz., 7 ir 22 arba 11 ir 26), esančių šilumokaityje, vidinių ir išorinių paviršių aktyvumas labai skiriasi, nes vienas paviršius apiplaunamas užteršto vandens, o kitas išvalyto arba neužteršto vandens.

Kiekvienoje VVAS posistemėje cirkuliuoja nevienodo užterštumo ir nuklidinės sudėties vanduo (6 pav.). Vandens užteršimą daugiausia lemia Cs-134 (NV-1 ir NV-3 ~31 %; NV-2 ~50 % bendro užterštumo) ir Cs-137 (NV-1 ir NV-3 ~22 %; NV-2 ~35 % bendro užterštumo) nuklidai.

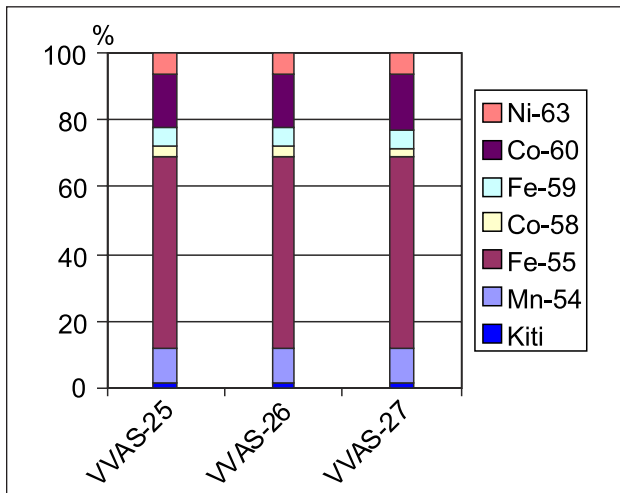
Nuosėdose dominuojantis nuklidas yra Fe-55: NV-1 posistemėje ~56–~59 % bendro užterštumo (7 pav.); NV-2 posistemėje ~55–~56 % bendro užterštumo (8 pav.); NV-3 posistemėje ~58 % bendro užterštumo (9 pav.). Vandenyje Fe-55 sudaro tikrai ~5–~16 % bendro užterštumo. Toks nuklidų pasiskirstymas nuosėdose priklauso nuo nuklidų koncentracijos ir jų tirpumo vandenyje. Iš vandens į nuosėdas pereiti gali tik vandenyje neištirpusi nuklido



7 pav. VVAS nevalyto vandens posistemės nuosėdų nuklidinė sudėtis (kiti <1 %)



8 pav. VAS išvalyto vandens posistemės nuosėdų nuklidinė sudėtis (kiti <1%)



9 pav. VAS papildomo vandens aušinimo posistemės nuosėdų nuklidinė sudėtis (kiti <1%)

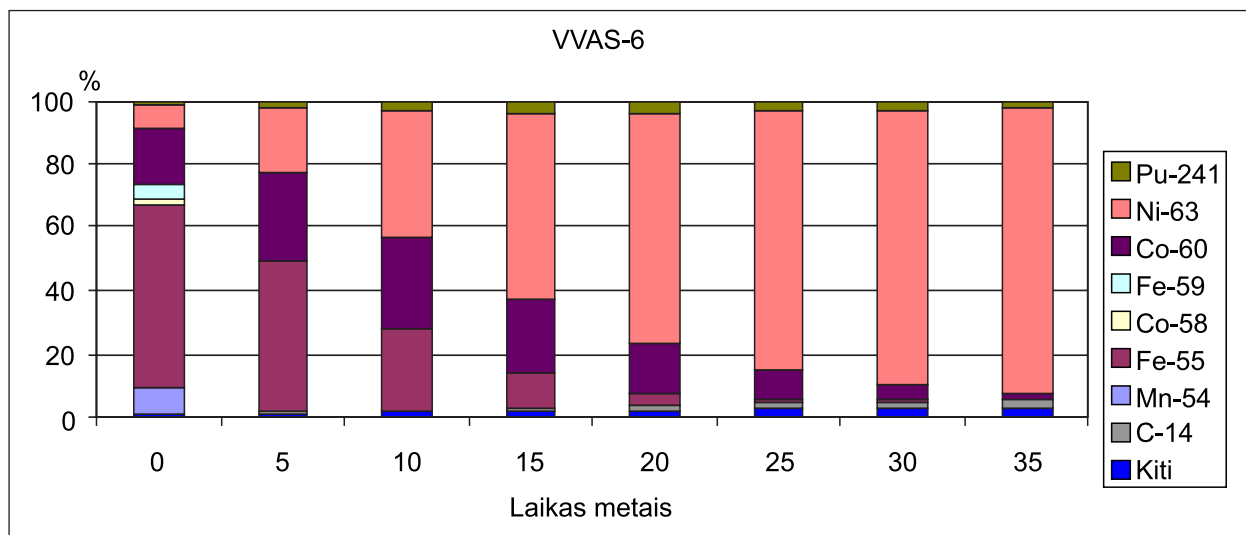
dalys. Todėl Cs-134 ir Cs-137 atveju, nors jų koncentracija ir didesnė, pavyzdžiui, už Fe-55 koncentraciją, nuosėdose Fe-55 koncentracija žymiai didesnė nei Cs-134 ar Cs-137. Taip atsitinka dėl to, kad Cs-134, Cs-137 nuklidų tirpumas vandenyje didesnis nei Fe-55.

Laikui bėgant dėl savaiminio skilimo užterštų komponentų (t. y. ant paviršiaus esančių nuosėdų) nuklidinė sudėtis kinta. 10–12 pav. pavaizduota kiekvienos VAS posistemės labiausiai užteršto komponento ant sienelių esančių nuosėdų nuklidinės sudėties kitimas bėgant laikui.

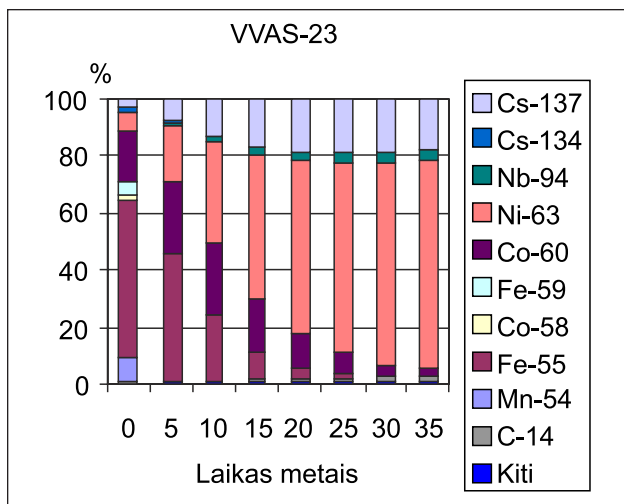
Po tyrineto 35 metų laikotarpio VAS komponentų užterštumą labiausiai lemia ilgaamžis nuklidas Ni-63, nes per trumpą laiką suskyla trumpaamžiai nuklidai (Fe-55, Fe-59, Co-58, Co-60, Mn-54). Kitų ilgaamžių nuklidų įtaka bendram užterštumui taip pat išauga, nes jų aktyvumas per tokį laiką praktiškai nepakinta.

Skaičiavimai rodo, kad VAS cirkuliuojančio vandens skleidžiamos dozės galia yra daug mažesnė nei skleidžiama nuosėdų. Galima palyginti apskaičiuotas ir praktiškai išmatuotas dozės galios vertes iš sistemos nepašalinus aušinimo skysčio. Vanduo pašalinamas iš sistemos prieš pradėdant išmontavimo darbus.

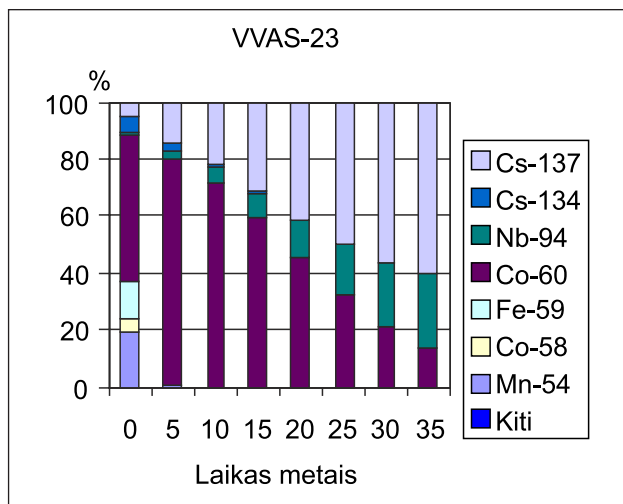
Radiologiniu požiūriu svarbūs yra nuklidai, lemiantys užterštų komponentų skleidžiamą γ spinduliuotę, labai reikšmingas yra Co-60 (13–15 pav.). Komponentų skleidžiamos dozės galia laikui bėgant kinta, taip pat kinta ir didžiausią įtaką suminei komponento skleidžiamos dozės galiai turinčių nuklidų pasiskirstymas. Užterštų VAS komponentų skleidžiamą γ spinduliuotę reaktoriaus sustabdymo metu labiausiai lemia Co-60, Fe-59 ir Mn-54, praėjus 5 metams po sustabdymo – Co-60. Praėjus kelioms dešimtims metų nuo reaktoriaus eksploatavimo nutraukimo, tampa ryški nuklidų Nb-94 ir Cs-137 įtaka skleidžiamai γ spinduliuotei, o Co-60 indėlis į bendrą skleidžiamą γ spinduliuotę pamažu mažėja. Nors laikui bėgant



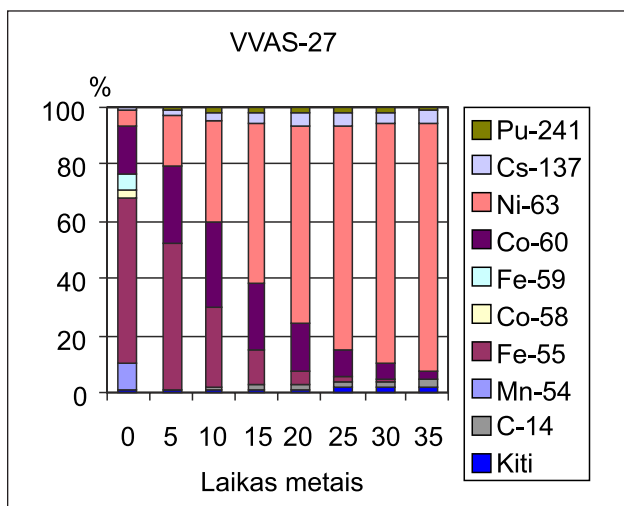
10 pav. Komponento VAS-6 nuosėdų aktyvumo kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



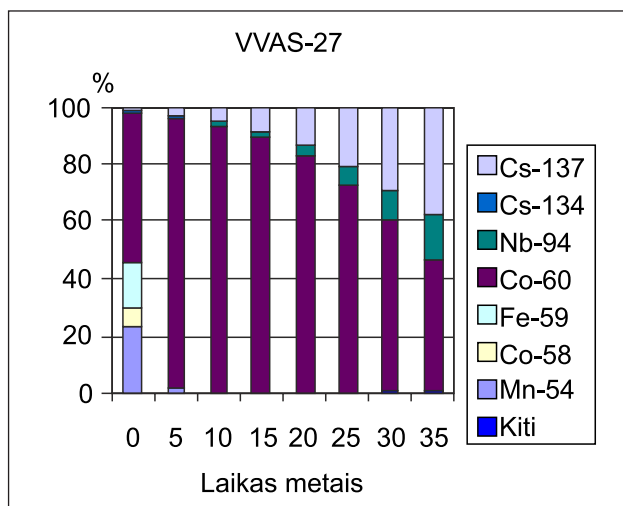
11 pav. Komponento VVAS-23 nuosėdų aktyvumo kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



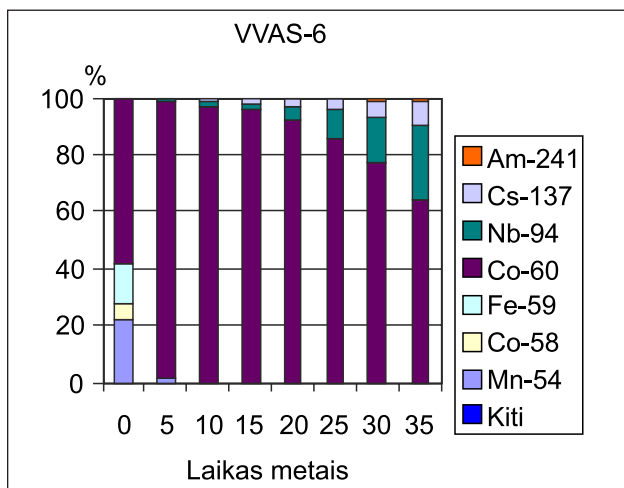
14 pav. Komponento VVAS-23 nuosėdų nuklidų įtakos skleidžiamai suminei dozės galiai kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



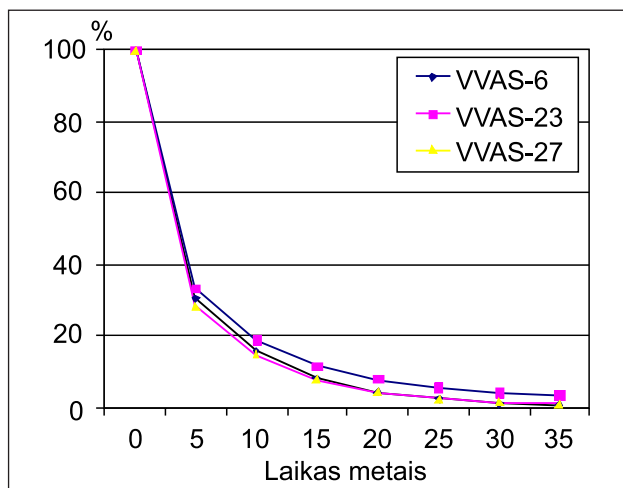
12 pav. Komponento VVAS-27 nuosėdų aktyvumo kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



15 pav. Komponento VVAS-27 nuosėdų nuklidų įtakos skleidžiamai suminei dozės galiai kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



13 pav. Komponento VVAS-6 nuosėdų nuklidų įtakos skleidžiamai suminei dozės galiai kitimas bėgant laikui (kiti <1%)



16 pav. Kai kurių VVAS komponentų suminės skleidžiamos dozės galios kitimas bėgant laikui

Ni-63 nuosėdų aktyvumui turi didžiausią įtaką, tačiau jis yra silpnas β - spinduliuotės ir jo skilimo produktas yra Cu-63 nesužadintoje būsenoje. Tokiu būdu Ni-63 skilimas nelydimas γ spinduliuotės emisijos, taigi ir kontaktinei dozei jis įtakos praktiškai neturi.

Kaip matyti 16 pav., praėjus 5 metams nuo reaktoriaus galutinio sustabdymo, dozės galia žymiai sumažėja (~70 %). Taip atsitinka dėl trumpaamžių nuklidų Fe-55, Co-58, Mn-54 savaiminio skilimo. Kadangi VVAS išmontavimo darbai nebus pradėti iškart po bloko sustabdymo, toks dozės galios sumažėjimas, praėjus 5 metams nuo galutinio 1-ojo bloko sustabdymo, naudingas, nes darbuotojai gaus mažesnes apšvitęs dozes. Tai susiję su priimta panaudoto branduolinio kuro tvarkymo strategija, pagal kurią visas panaudotas kuras bus išvežtas, jį išlaikius baseinuose ne mažiau kaip 5 metus.

IŠVADOS

Atlikus vandens valymo ir aušinimo sistemos (VVAS) komponentų užterštumo radiologinį įvertinimą bei užterštumo kitimo laikui bėgant analizę, galima daryti šias išvadas:

1. VVAS posistemų bei jų komponentų užterštumas yra labai skirtingas. Nevalyto vandens posistemėje (NV-1) mažiausiai užteršto komponento nuosėdų aktyvumas yra tiksliai 1,42 %, palyginti su labiausiai užteršto komponento aktyvumu.

2. Išvalyto vandens posistemės (NV-2) labiausiai užteršto ir mažiausiai užteršto komponentų aktyvumas sudaro atitinkamai 28,33 ir 0,86 %, palyginti su labiausiai užteršto NV-1 komponento aktyvumu. Tuo tarpu papildomo vandens aušinimo posistemės (NV-3) komponentų aktyvumas tesudaro 1/10000 procento dalį, palyginti su labiausiai užteršto NV-1 komponento aktyvumu.

3. Ant VVAS įrangos sienelių dėl sąlyčio su vandeniu susidariusių nuosėdų nuklidinė sudėtis labai skiriasi nuo cirkuliuojančio vandens nuklidinės sudėties. Cs-134 ir Cs-137 yra vandenyje dominuojantys nuklidai, o Fe-55, Co-60, Mn-54 – nuosėdose dominuojantys nuklidai.

4. Užterštų VVAS komponentų skleidžiamą γ spinduliuotę reaktoriaus sustabdymo metu labiausiai lemia Fe-59 ir Mn-54, o praėjus 5 metams nuo jo – Co-60. Praėjus kelioms dešimtims metų nuo reaktoriaus eksploatavimo nutraukimo, tampa ryški nuklidų Nb-94 ir Cs-137 įtaka skleidžiamai γ spinduliuotei.

5. Kiekvieno VVAS komponento skleidžiamos suminės dozės galia, praėjus 5 metams nuo reaktoriaus sustabdymo, žymiai sumažėja, todėl tikslinga sistemos išmontavimo darbus pradėti ne anksčiau, kaip praėjus minėtam laikotarpiui.

Literatūra

1. *Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors*. Technical Reports Series No. 1672. Vienna: IAEA, 2012. 149 p.
2. You D., Lambert J., Feron D. Dissolution and solubility of cobalt and nickel ferrites in PWR primary conditions. *Proceedings of 7th International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth, 1996*.
3. Kritsky V. G. *Water Chemistry and Corrosion of NPP Structural Materials*. Sinto, 1996.
4. *Coolant Technology of Water Cooled Reactors: An Overview*. Technical Reports Series No. 347. Vienna: IAEA, 1993.
5. *Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes*. Technical Reports Series No. 389. Vienna: IAEA, 1998. 184 p.
6. Almenas K., Kaliaika A., Užpuras E. *Ignalina RBMK-1500. A Source Book*. Ignalina Safety Analysis Group, 1998. 200 p.
7. Lewis B. J., Husain A. Modelling the activity of I129 in the primary coolant of a CANDU reactor. *Journal of Nuclear Materials*. 2003. Vol. 312. P. 81–96.
8. Beslu P. A computer code PACTOLE to predict activation corrosion products in PWRs. *Proceedings of the International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth*. London: British Nuclear Energy Society, 1978.
9. Lee C. B. *Modeling of Corrosion Product Transport in PWR Primary System*. Ph. D. Thesis. Massachusetts: Massachusetts Institute of Technology, 1990.
10. Burrill A. K., Menut P. A description of the activity transport computer codes in the IAEA benchmarking exercise. In: *Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8*. Bournemouth, UK, 2000. Vol. 1. P. 519–526.
11. Laraia M. *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience (Woodhead Publishing Series in Energy)*, 2012. 856 p.
12. Lemens B. B., Centner P., Beguin K. Mannaerts. Determination and declaration of critical nuclide inventories in Belgian NPP radwaste streams. *Proceedings of WM'99 Conference, February 28 – March 4, 1999*.

Gintautas Poškas, Rimantas Zujus, Gintautas Miliauskas

RADIOLOGICAL CHARACTERIZATION OF THE PURIFICATION AND COOLING SYSTEM OF THE 1st UNIT AT IGNALINA NPP

Summary

In this article results on radiological characterization of the purification and cooling system (PCS) equipment of the 1st Unit at the Ignalina NPP are presented. The modified program LLWAA-DECOM (Tractebel Energy Engineering, Belgium) was used for modelling. PCS components and water characteristics, system operation conditions etc. were used as an input for modelling. The data on PCS components' contamination total activity and nuclide vectors at a final reactor shutdown and activity decay and dose rate variation with time for components with the highest contamination were obtained and analyzed.

The analysis showed that contamination of VVAS subsystems and components was not uniform. The most contaminated and least contaminated components' activity of the purified water subsystem is 28.33% and 0.86%, respectively, compared to the most contaminated component activity of the unpurified water subsystem. The components' activity of the additional water cooling subsystem is negligible.

Key words: Ignalina NPP, purification and cooling system, surface contamination, dose rate

Гинтаутас Пошкас, Римантас Зуюс, Гинтаутас Милиаускас

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ И ОХЛАЖДЕНИЯ 1-го БЛОКА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

Резюме

В настоящей работе представлены данные моделирования загрязнённости системы очистки и охлаждения воды (СООВ) 1-го блока Игналинской АЭС. Для моделирования использована модифицирована компьютерная программа LLWAA-DECOM (Tractebel Energy Engineering, Белгия). При моделировании использована информация о характеристиках протекающей воды, условиях работы, характеристиках компонентов системы и т. д. В результате моделирования получены данные об общей активности и нуклидном составе осадков разных компонентов СООВ во время останова реактора, изменение активности осадков во времени, а также изменение мощности дозы для наиболее загрязнённых компонентов.

Установлено, что загрязнение подсистем и компонентов системы СООВ сильно различается. Активность наиболее и наименее загрязняющих компонентов подсистемы очищенной воды составляет 28,33 и 0,86 % по сравнению с активностью наиболее загрязнённого компонента подсистемы неочищенной воды, а активность компонентов подсистемы дополнительного охлаждения воды незначительна.

Ключевые слова: Игналинская АЭС, система очистки и охлаждения воды, поверхностная загрязнённость, мощность дозы