

# Branduolių sintezės tyrimai Lietuvos energetikos institute

---

**Eugenijus Ušpuras,**  
**Sigitas Rimkevičius,**  
**Egidijus Urbonavičius,**  
**Algirdas Kaliačka,**  
**Gintautas Dundulis,**  
**Robertas Alzbutas,**  
**Gediminas Stankūnas,**  
**Mindaugas Vaišnoras,**  
**Virginijus Vileiniškis,**  
**Mantas Povilaitis,**  
**Tadas Kaliačka,**  
**Remigijus Janulionis,**  
**Renatas Karalevičius,**  
**Roman Voronov,**  
**Tomas Iešmantas,**  
**Tomas Kačegavičius**

Kol buvo eksploatuojama Ignalinos AE, daugelis Lietuvos energetikos instituto (LEI) Branduolinių įrenginių saugos laboratorijos (BĮSL) mokslinių tyrimų buvo nukreipta branduolinių elektrinių saugos klausimams spręsti. Nuo 2006 m. LEI įsitraukė į mokslinius tyrimus, susijusius su branduolių sintezės tematika. Branduolių sintezė – tai procesas, kurio metu susijungia du lengvi branduoliai, pavyzdžiui, vandenilio izotopai deuteris ir tritis, sudarydami naują helio branduolį, o šio proceso metu išsiskiria milžiniškas energijos kiekis. Toks procesas vyksta ir žvaigždėse, o pasaulio mokslininkai sprendžia, kaip jį būtų galima suvaldyti ir pritaikyti Žemėje.

Jei 2006 m. LEI vykdė tik nedidelį projektą, susijusį su vienu iš ITER reaktoriaus saugos aspektų, tai vėliau LEI BĮSL mokslininkai plėtė savo veiklos apimtį ir įsitraukė į naujas tyrimų sritis: neutronų pernašos procesų tyrimai, įrangos patikimumo tyrimai, įvairių konstrukcijų struktūrinio vientisumo tyrimai, t. t. Jau 2013 m. kartu su kitais Europos mokslinių tyrimų centrais LEI BĮSL dalyvavo rengiant kelrodį, kaip iki 2050 m. pasiekti, kad energija būtų gaminama ir branduolių sintezės įrenginiuose. Šis kelrodis tapo pagrindu parengti programos „Horizontas 2020“ EUROfusion projektą, kurio koordinatorius yra Vokietijos mokslinių tyrimų centras, įsikūręs Makso Planko Plazmos fizikos institute (*Max-Planck Institut für Plasmaphysik*). Tai pirmasis ir didžiausias ne tik finansiniu indėliu, bet ir ambicingumu Europos Sąjungos mokslinių tyrimų ir inovacijų programos projektas.

Šiame straipsnyje trumpai apžvelgiama kiekviena iš tematikų, kuriose LEI BĮSL vykdė ir vykdo tyrimus nuo 2006 m. Straipsnio pabaigoje pateikiamas LEI mokslininkų paskelbtų pagrindinių publikacijų branduolių sintezės tematika sąrašas.

**Raktažodžiai:** branduolių sintezė, saugos vertinimas, neutronų pernaša, įrangos patikimumas, struktūrinio vientisumo tyrimai

*Lietuvos energetikos institutas,  
Branduolinių įrenginių saugos laboratorija,  
Breslaujos g. 3, LT-44403 Kaunas  
El. paštas Eugenijus.Uspuras@lei.lt*

---

## IVADAS

Kol buvo eksploatuojama Ignalinos AE daugelis LEI Branduolinių įrenginių saugos laboratorijos mokslinių tyrimų buvo nukreipta branduolinių elektrinių saugos klausimams spręsti. Instituto mokslininkams aktyviai dalyvaujant įvairiose tarptautinėse konferencijose, seminaruose ar kituose renginiuose, Europos Komisijos (EK) atstovai pastebėjo mūsų mokslininkų kompetenciją ir atkreipė dėmesį į galimybes įtraukti juos į branduolių sintezės tyrimus. 2006 m. teikėme paraišką ir vėliau vykdėme Europos Sąjungos (ES) 6-osios bendrosios mokslinių tyrimų, technologinės plėtros ir demonstracinės veiklos programos (BP) projektą, skirtą ITER saugai įvertinti. Taip pat 2006 m. vyko derybos ir buvo pasirašyta asociacijos sutartis tarp LEI ir EK, kuri įsigaliojo nuo 2007 m. pradžios. 2006 m. lapkričio 15 d. Lietuvos energetikos institute įvyko pirmasis projekto posėdis, kuriame dalyvavo EK atstovai Y. Capouetas, M. Pipeleersas, B. Greenas ir S. J. Boothas. Prie asociacijos sutarties vykdymo prisidėjo ir Vilniaus universiteto Teorinės fizikos ir astronomijos instituto mokslininkai.

Nuo 2007 m. aktyviai dalyvaujant branduolių sintezės tyrimuose pavyko įsitvirtinti šioje srityje ir 2012 m. kartu su kitais partneriais buvo pradėta rengtis naujai EK finansinei perspektyvai. Iš pradžių buvo sudarytas elektros energijos gamybos iš branduolių sintezės kelrodis, kuris ir tapo pagrindu programos „Horizontas 2020“ EUROfusion projektui.

2014 m. spalio 9 d. EK oficialiai pradėjo branduolių sintezės plėtros projektą EUROfusion (daugiau informacijos <https://www.euro-fusion.org/>), kuris koordinuoja branduolių sintezės mokslinių tyrimų veiklą Europoje. Nauja dotacijos sutartis pakeitė 14 metų gyvavusią Europos branduolių sintezės plėtros sutartį ir 29 dvišales asociacijų sutartis tarp Europos Komisijos bei 27 šalių mokslinių tyrimų institucijų. Dotacijos sutartis numato 424 mln. eurų finansavimą per programą „Horizontas 2020“ (Euratomas, 2014–2018), tokią pačią sumą skirs valstybės narės. Taip bus pasiektas bendras 850 mln. eurų penkerių metų biudžetas.

Tai pirmasis ir didžiausias ne tik finansiniu indėliu, bet ir ambicingumu ES mokslinių tyrimų ir inovacijų programos projektas. Jame kartu su 28 partneriais aktyviai dirba ir LEI (<https://www.euro-fusion.org/wpcms/wp-content/uploads/2014/09/FUSION-IN-EUROPE-14-2-web.pdf>).

org/wpcms/wp-content/uploads/2014/09/FUSION-IN-EUROPE-14-2-web.pdf).

EUROfusion projekto koordinatoriumis yra Makso Planko Plazmos fizikos institutas (Vokietija), turintis didžiulę patirtį branduolių sintezės tyrimuose ir šiais metais pradėjęs stelaratoriaus tipo branduolių sintezės įrenginio Wendelstein 7-X (W7-X) eksploataciją. Vykdamas šio įrenginio saugos pagrindimo ir struktūrinio vientisumo vertinimo darbus aktyviai dalyvavo LEI Branduolinių įrenginių saugos laboratorijos (BİSL) mokslininkai.

Be to, LEI BİSL nuo 2012 m. įsitraukė į mokslinius tyrimus, susijusius su didžiausiame Europos Tokamak tipo įrenginyje JET (angl. *Joint European Torus*) vykdomais eksperimentais ir demonstracinės jėgainės DEMO saugos pagrindimu.

EUROfusion projekte LEI BİSL mokslininkai toliau tęsia anksčiau pradėtus branduolių sintezės mokslinius tyrimus. Šiame projekte instituto mokslininkai yra atsakingi už keleto užduočių koordinavimą ir įgyvendinimą. Į projekto veiklą įtraukiami doktorantai, jaunieji mokslininkai.

Dalyvaudami branduolių sintezės mokslinių tyrimų veikloje LEI BİSL mokslininkai paskelbė ne vieną publikaciją mokslinėje spaudoje, pranešimus skaitė tarptautinėse mokslinėse konferencijose.

Šiame straipsnyje trumpai apžvelgiama kiekviena iš tematikų, kuriose LEI BİSL vykdė ir vykdo tyrimus nuo 2006 m. Straipsnio pabaigoje pateikiamas LEI mokslininkų paskelbtų pagrindinių publikacijų branduolių sintezės tematika sąrašas.

## BRANDUOLIŲ SINTEZĖS ĮRENGINIŲ SAUGOS VERTINIMAS

### ITER reaktoriaus saugos vertinimas

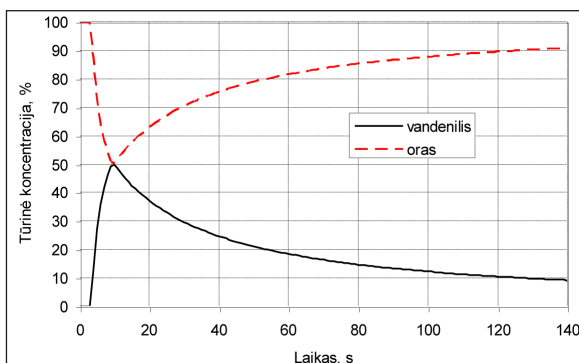
ITER (angl. *International Thermonuclear Experimental Reactor*) reaktorius yra tokamako tipo branduolių sintezės eksperimentinis įrenginys. ITER – tai tarptautinis projektas, kuriame dalyvauja galingiausios pasaulio valstybės, siekiančios ilgalaikių energijos gamybos sprendimo tikslų. Šio projekto tikslas – mokliškai ir technologiškai patvirtinti, kad branduolių sintezė gali būti naudojama energijai gaminti. ITER statomas Cadarache, Prancūzijoje, šiuo metu jau pastatyta didelė dalis pagalbinių pastatų ir pradedama montuoti įranga reaktoriaus patalpoje.

2006 m. LEI BĮSL mokslininkai įgyvendino savo pirmąjį ITER saugos vertinimo projektą, kuris finansuotas pagal ES 6BP. Įgyvendinto projekto tikslas buvo išanalizuoti, ar įmanomas vandenilio sproginimas neutralių dalelių pluoštų (kaitinimo pluošto ir diagnostikos pluošto) įrenginiuose ir plazmos indo vakuuminiam siurblyje, ir jeigu sproginimas įmanomas, įvertinti galimas sproginimo jėgos sukeliamas apkrovos.

Vandenilio pasiskirstymo analizė atlikta COCOSYS (angl. *Containment Code System*) programų paketu. COCOSYS sukurtas siekiant atlikti išsamią visų svarbių procesų, vykstančių sunkiųjų avarijų metu lengvojo vandens reaktorių apsauginiuose kiautuose, analizę. Taip pat galima modeliuoti ir projektines avarijas. Nors programų paketas yra skirtas lengvojo vandens reaktorių apsauginių kiautų analizei, tačiau atlikta analizė buvo vienas pirmųjų bandymų pritaikyti COCOSYS branduolių sintezės reaktoriaus komponentams modeliuoti. Tyrimams atlikti buvo sudaryti šių ITER komponentų skaitiniai modeliai:

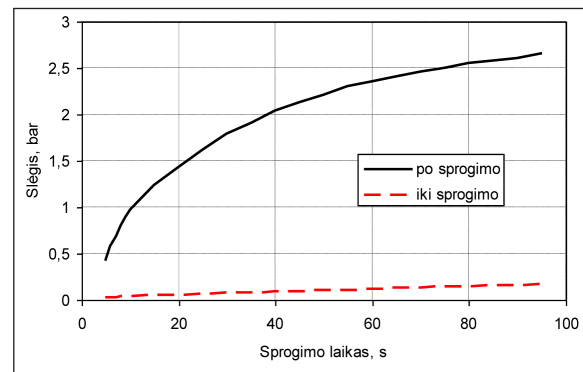
- plazmos indo vakuuminio siurblio;
- neutralių dalelių kaitinimo pluošto;
- neutralių dalelių diagnostinio pluošto.

Nagrinėjant oro patekimą į ITER vakuuminį siurblių gauta, kad dėl šio įvykio nuo vakuominių siurblių paviršių įvyksta vandenilio desorbcija ir į plazmos indą patenka ~8 mol vandenilio. 1 pav. parodyta apskaičiuota dujų koncentracija ITER plazmos inde. Kaip matome, po 10 s, t. y. baigiantis vandenilio įtekėjimui, maksimali jo koncentracija siekia 50 %, o praėjus ~120 s vandenilis jau yra susimaišęs visame tūryje ir turbulencinis degimas arba sproginimas yra neįmanomas.



1 pav. Dujų koncentracija plazmos inde įvykus pažeidimui vakuuminiam siurblyje

Galimo vandenilio sproginimo pasekmės įvertinti buvo apskaičiuotas slėgis plazmos inde, kuris susidaro po sproginimo. Skaičiavimai atlikti darant prielaidą, kad visa vandenilio sproginimo metu išsiskirianti energija sunaudojama slėgiui ir temperatūrai pakelti. Gauta, kad didžiausias slėgis (2,65 bar) (2 pav.) pasiekiamas ne tada, kai vandenilio koncentracija yra maksimali, bet jeigu sproginimas įvyksta vėliau, t. y. kai nesikondensuojančių dujų kiekis yra didžiausias.



2 pav. Slėgis plazmos inde po vandenilio sproginimo įvykus pažeidimui vakuuminiam siurblyje

Panašūs tyrimai buvo atlikti ir siekiant įvertinti vandenilio sproginimo galimybę ITER kaitinimo pluošto ir diagnostinio pluošto komponentuose. Gauta, kad įvykus avarijai maksimalus slėgis diagnostikos pluošte gali siekti 1,7 bar, kaitinimo pluošte – 1,97 bar.

Gauti rezultatai parodė, kad vandenilio sproginimo metu susidaranti apkrovos yra nepriimtinos ir būtina ieškoti priemonių tokiems įvykiams išvengti arba sukurti apsaugos sistemas, kurios neleistų susidaryti tokioms apkrovoms, pavyzdžiui, įrengti apsaugos vožtuvą ar sukurti nedegią dujų padavimo sistemą, kuri neleistų susidaryti aukštomis vandenilio koncentracijoms.

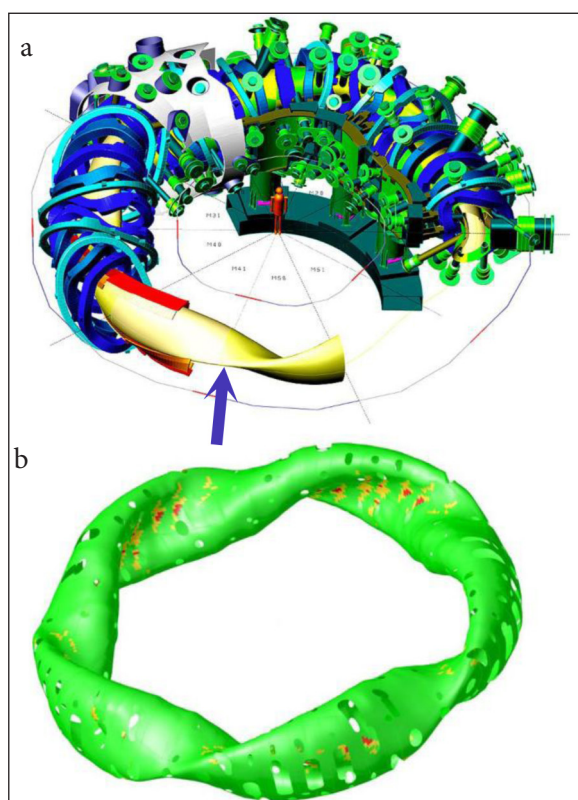
## STELARATORIAUS W7-X SAUGOS VERTINIMAS

### Įrenginio W7-X konstrukcijos ypatumai

W7-X kriostatas yra sudarytas iš išorinio indo, plazmos indo (PI) ir 254 atvamzdžių, jungiančių išorinį ir plazmos indus. PI – tai kriostato siena, esanti arčiausiai plazmos ir atkartojanti plazmos formą. PI fiziškai atskiria plazmą nuo likusios sistemos.

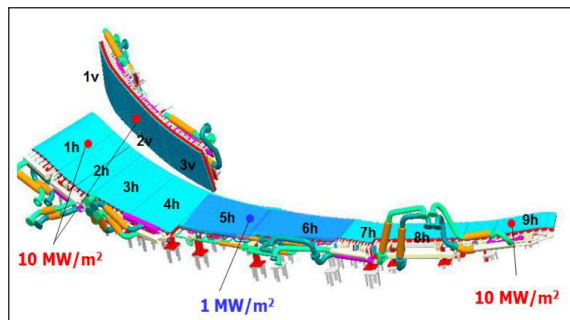
Išorinis indas atskiria sistemą nuo išorinės aplinkos ir padeda užtikrinti gilų vakuumą, būtiną branduolių sintezės reakcijai vykti, indo viduje. Magnetų sistema išdėstyta tarp plazmos ir išorinio indo. Tarp magnetinių ričių išdėstyti atvamzdžiai. Vienintelis kelias, kuriuo iš išorės galima pasiekti PI viduje esančius komponentus, tai atvamzdžiai.

W7-X įrenginyje magnetinių laukų pagalba plazmai yra suteikiama sudėtinga susukto žiedo forma (3a pav.), o kadangi plazmos indas atkartoja plazmos paviršiaus formą, todėl ir pats plazmos indas įgauna sudėtingą formą (3b pav.).



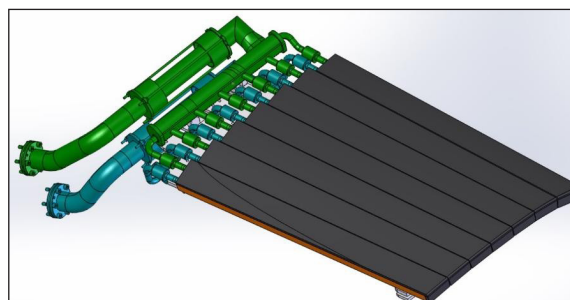
3 pav. W7-X įrenginys: a) W7-X įrenginio modelio fragmentas (plazma pažymėta rodykle), b) plazmos indas

W7-X įrenginyje šiluma generuojama degant plazmai indo viduje. Degančios plazmos temperatūra yra ypač aukšta ir gali siekti iki 60 MK (~5 keV) temperatūros. Siekiant išlaikyti reikiamą švarią plazmą, kuri nebūtų užteršta įvairiomis kietosiomis dalelėmis (paprastai vadinamosiomis dulkėmis), susidarančiomis dėl neutronų sąveikos su medžiaga, yra įrengiami divertoriai, kurie yra vieninteliai komponentai, galintys kontaktuoti su plazma (žr. 4 pav.). Šiame paveiksle pavaizduota ir



4 pav. W7-X divertorius

kokios šiluminės apkrovos tenka atskiroms divertoriaus dalims. Kiekvieną divertorių sudaro 12 „takinio“ (angl. *target*) modulių. Vienas tokių modulių pavaizduotas 5 pav. Target modulį sudaro target elementai bei juos jungiantys vamzdžiai, kuriais cirkuliuoja aušinimo vanduo. Target elementas sudarytas iš anglies pluošto CFC NB31 plokštelių, CuCrZr vario lydinio šilumos nuvedimo elemento ir vamzdžių vandens tiekimui bei nuvedimui.



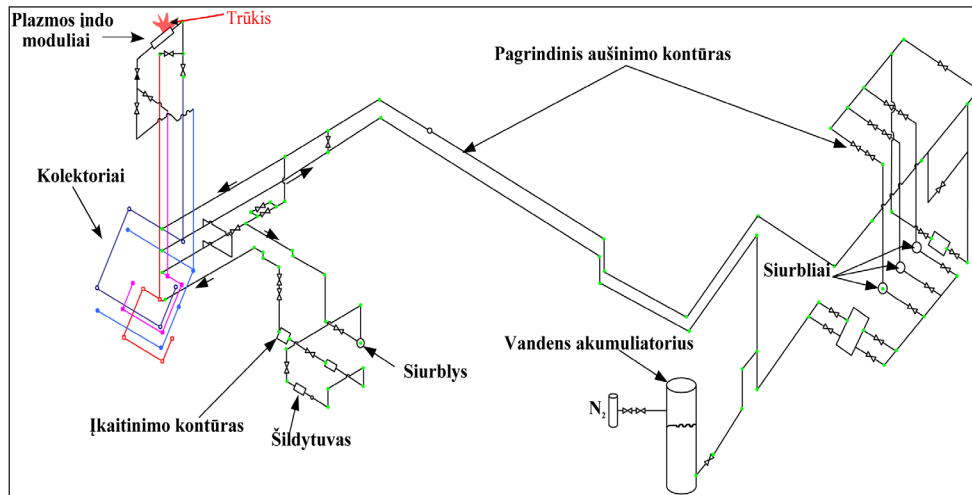
5 pav. W7-X divertoriaus Target modulis TM1H

#### Avarijos su šilumnešio praradimu deterministinė analizė

2007 m. LEI BĮSL mokslininkams įsitraukus į EFDA projekto veiklą prasidėjo aktyvus bendradarbiavimas su Vokietijoje įsikūrusiu Makso Planco plazmos tyrimų institutu. Šio instituto Greifswaldo padalinyje 2016 m. pradėta stelaratoriaus tipo branduolių sintezės įrenginio W7-X eksploatacija. Taigi, LEI BĮSL mokslininkai turėjo galimybę ne tik stebėti šio svarbaus įrenginio statybą, bet ir prisidėti prie saugos įvertinimo dar įrenginio projektavimo etape.

LEI BĮSL mokslininkai sudarė išsamų reaktoriaus aušinimo sistemos skaitinį modelį RELAP5 programų paketui (6 pav.). Naudojant šį



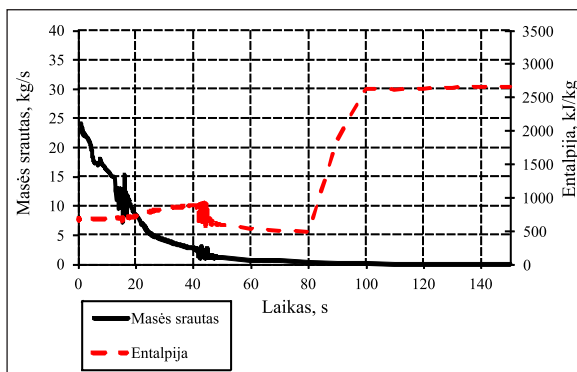


6 pav. W7-X reaktoriaus aušinimo sistemos modelis RELAP5 programų paketui

modelį buvo apskaičiuoti iš aušinimo kontūro į plazmos indą ištekancio šilumnešio parametrai (7 pav.) Slėgiui plazmos inde apskaičiuoti buvo sudarytas plazmos indo ir jo apsaugos sistemos modelis COCOSYS programų paketui (8 pav.).

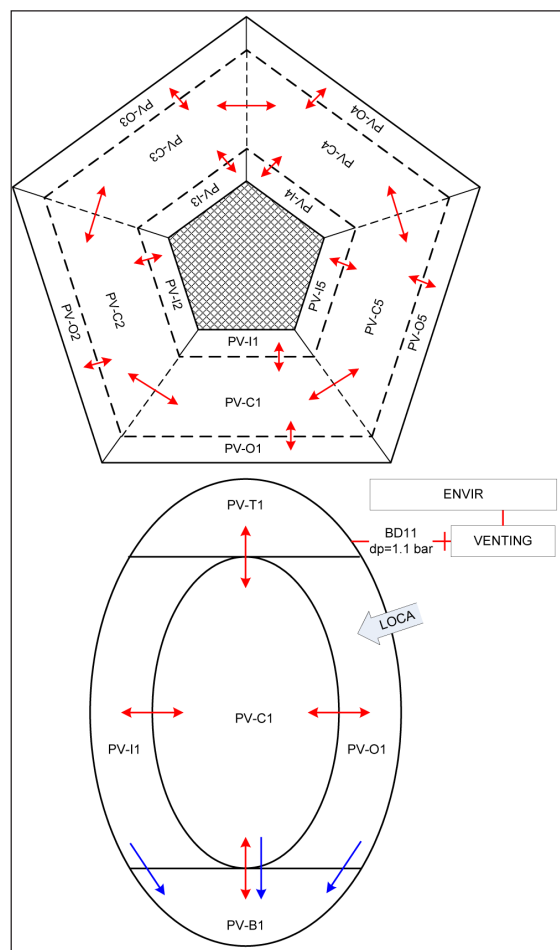
Daugiausia dėmesio skirta W7-X saugos vertinimui, darant prielaidą, kad trūksta plazmos inde esantis 40 mm skersmens aušinimo kontūro vamzdis, kai reaktorius dirba kaitinimo režime, t. y. režime, kai plazma reaktoriuje dar nėra uždegta. Projektuotojų vertinimu, tokia avarija priklauso projektinių avarijų tipui su sunkiausiomis pasekmėmis.

Apskaičiuotas slėgio kitimas plazmos inde parodytas 9 pav. Maksimalus slėgis pasiekiamas praėjus ~20 s nuo avarijos pradžios. Šiuo metu pasiekus suveikimo ribą atsiveria apsaugos vožtuvas, kuris leidžia sustabdyti tolesnį slėgio kilmą.

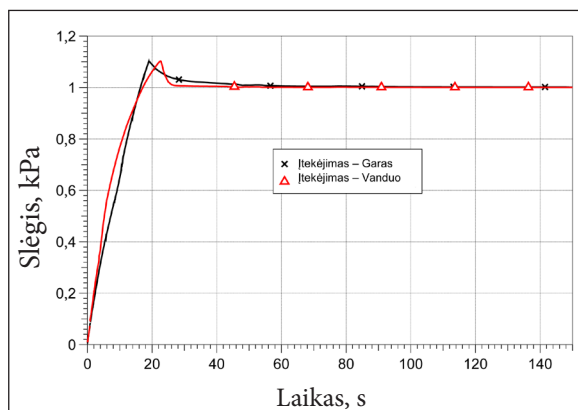


7 pav. RELAP5 programų paketu apskaičiuoti ištekancio šilumnešio parametrai

Atliktas tyrimas leido įtikinamai pagrįsti, kad suprojektuota W7-X įrenginio apsaugos sistema užtikrina plazmos indo vientisumą, net ir įvykus sunkiausiai projektinei avarijai.

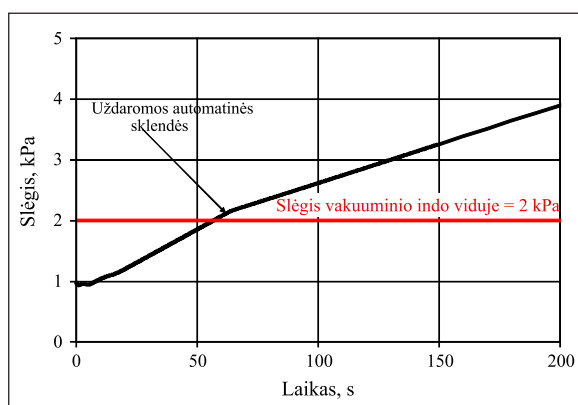


8 pav. Plazmos indo modelis COCOSYS programų paketui



9 pav. Apskaičiuotas slėgis plazmos inde įvykus 40 mm skersmens vamzdžio trūkiui

Pasinaudojus sudarytu skaitiniu modeliu buvo vertinamas atvejis, jeigu įvyktų ne visiškas aušinimo sistemos vamzdžio trūkis, bet tik dalinis įtrūkimas, ir susidarytų 2 mm skersmens plyšys. Gauta, kad tokiu atveju slėgio kilimas plazmos inde yra lėtas, automatinė apsaugos sistema gautų signalą dėl slėgio padidėjimo plazmos inde ir uždarytų apsaugos vožtuvą praėjus ~1 min. po plyšio susidarymo (10 pav.). Tačiau būtina atkreipti dėmesį, kad dėl įtekančio vandens reaktoriuje plazma būtų užgesusi jau iki šio slėgio padidėjimo signalo.



10 pav. Slėgio kitimas plazmos inde įvykus daliniam vamzdžio trūkiui

### DEMO reaktoriaus saugos vertinimas

DEMO reaktoriaus saugos klausimus LEI BĮSL mokslininkai pradėjo nagrinėti dar 2013 m. vykdydami EFDA projektą. 2014 m. prasidėjus EUROfusion projektui DEMO saugos klausimų sprendimas tapo pagrindine veikla.

Viena užduočių yra kompiuterinių programų paketų, naudojamų branduolių sintezės reaktorių saugos analizei, apžvalga. Ši užduotis vykdoma kartu su Karlsruhės technologijos institutu (Vokietija) ir ENEA (Italija). Atliekant šią užduotį yra apžvelgiami visi šiuo metu pasaulyje naudojami programų paketai, įvertinami jų privalumai ir trūkumai, siekiant atlikti kokybišką DEMO reaktoriaus saugos vertinimą, nustatomos galimybės šiuos programų paketus atnaujinti ir pritaikyti vertinant DEMO reaktoriaus saugą. Visi programų paketai sugrupuoti pagal tai, ar jie skirti tik atskiriems reiškiniams ir sistemoms modeliuoti, ar jie gali būti taikomi bendrai visai sistemai aprašyti ir modeliuoti. Prie tokių atskiroms sistemoms aprašyti tinkamų programų paketų priskiriamas, pavyzdžiui, MAGS, kurio paskirtis tirti magnetuose vykstančius reiškinius, kurie yra svarbūs dėl to, kad susidarius magnetiniam išlydžiui gali būti pažeista plazmos indo konstrukcija. Šiuo metu pagrindinis integralusis programų paketas, taikomas branduolių sintezės reaktorių tyrimams, yra JAV sukurtas MELCOR. Taip pat JAV sukurtas programų paketas RELAP5-3D turi keletą specialių modelių, reikalingų branduolių sintezės įrenginiams tirti. Šiuo metu Europoje aktyviai tobulinamas programų paketas ASTEC, kuris jau turi kai kuriuos modelius, pavyzdžiui, kietųjų dalelių pernašą, būtinus branduolių sintezės reaktoriams tirti. Atliekant šią užduotį pastebėta, kad kol kas nėra nei vieno programų paketo, kuris leistų atlikti visapusišką DEMO reaktoriaus saugos vertinimą.

LEI BĮSL mokslininkai EUROfusion projekte buvo atsakingi už kokybės užtikrinimo metodikos, kuri būtų taikoma atliekant DEMO reaktoriaus saugos pagrindimą, parengimą. Ši metodika buvo parengta 2015 metais. Dabar vykdomi darbai siekiant sudaryti atliekamų deterministinių tyrimų neapibrėžčių įvertinimo metodiką. Šie darbai dar tik pradėti vykdyti kartu su partneriais iš CIEMAT (Ispanija).

LEI BĮSL mokslininkai įdėjo daug pastangų atlikdami išsamią DEMO reaktoriaus sistemų analizę. Atlikta divertoriaus ir šiluminio jėgainės balanso sistemų FFMEA (angl. *Functional Failure Mode and Effect Analysis*) analizė dviems neutronų energiją sugeriančio apvalkalo (angl. *blanket*) variantams: HCLL (*Helium Cooled Lithium Lead*) apvalkalas ir DCLL (*Dual Coolant Lithium*

*Lead*) apvalkalas. Taip pat FFMEA analizė atlikta Bryderio sistemai (angl. *Breeding system*), šiluminių ekranų (angl. *Thermal shields*) ir kriostato sistemai DEMO reaktoriui su HCLL tipo apvalkalu. Šių atliktų tyrimų tikslas yra nustatyti pagrindinius avarijų scenarijus, kurie toliau turės būti nagrinėjami deterministiniais metodais.

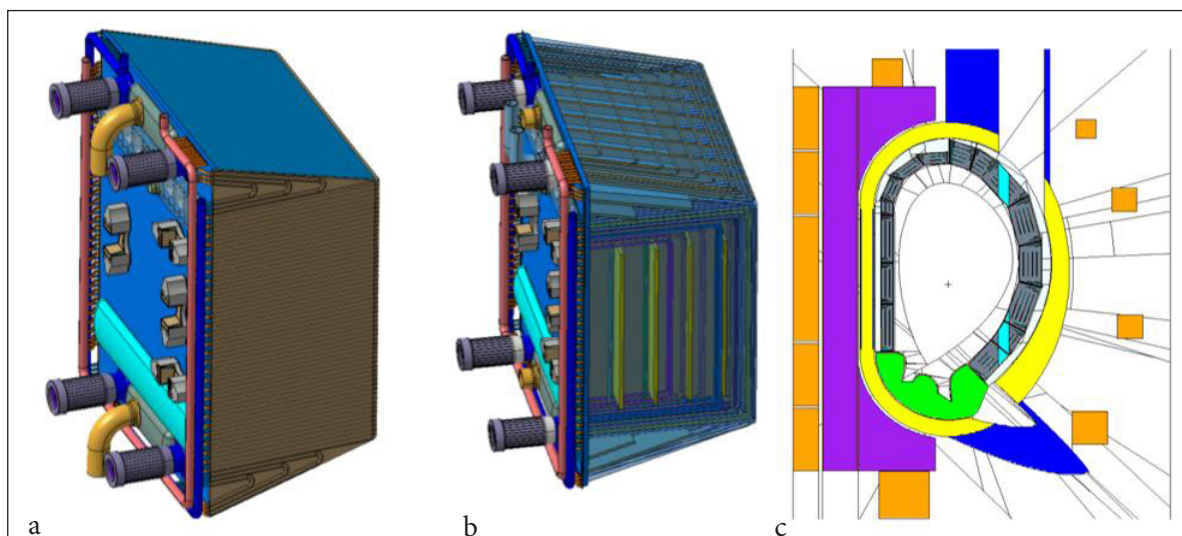
Vienas iš pagrindinių saugos klausimų yra radioaktyviųjų medžiagų šaltinis. Spėdžiant šį klausimą yra renkama ir apibendrinama informacija apie tričio ir kietųjų dalelių kiekį bei nusėdimą įvairiose sistemose. Avarijos atveju šios radioaktyviosios medžiagos galėtų patekti į patalpą ir į aplinką, todėl būtina žinoti jų kiekius, siekiant išsamaus saugos įvertinimo. Kol kas šie kiekiai negali būti tiksliai nustatyti, nes dar nėra patvirtinto DEMO reaktoriaus projekto.

Šiais metais EUROfusion projekte pradėta vykdyti dar viena užduotis – deterministinė avarijų analizė. Čia taip pat dalyvauja ir LEI BĮSL mokslininkai, jie tyrimus atlieka su ASTEC programų paketu, tačiau kol kas dar nėra rezultatų, kuriuos būtų galima paskelbti. Numatyta nagrinėti atvejį, kai šilumnešis į plazmos indą įteka įvykus trūkiui divertoriuje.

**Neutronų pernašos ir jonizuojančiosios spinduliuotės sklaidos procesų tyrimai europiniuose branduolių sintezės įrenginiuose**  
Neutronų srauto nulemta medžiagų aktyvacija ir skilimo šiluma yra vienos svarbių branduolių sintezės reaktorių charakteristikos, kurias būtina

įvertinti, kad būtų užtikrintas saugus reaktorių eksploatavimas iki galutinio jų eksploatavimo nutraukimo. LEI BĮSL mokslininkų vykdomuose darbuose aprašomi WCLL (angl. *Water Cooled Lithium Lead*) apvalkalo moduliui skirti aktyvacijos ir skilimo šilumos skaičiavimai. Be WCLL modelio (žr. 11 pav.), atlikta ir lyginamoji analizė su kitomis Europos DEMO apvalkalo modulių koncepcijomis DCLL (angl. *Dual Coolant Lithium Lead*), HCLL (angl. *Helium Cooled Lithium Lead*) ir HCPB (angl. *Helium Cooled Pebble Bed*), taikant trimatį neutronų pernašos skaičiavimų modelį. Išanalizuotas platus laiko intervalas po neutronų apšvitos nutraukimo, vadinamojo aušimo periodu, kuris parenkamas atsižvelgiant į priežiūros, saugumo ir atliekų tvarkymo reikalavimus.

Kaip minėta, daugiausia dėmesio buvo skirta WCLL apvalkalo modulio skilimo šilumos ir aktyvacijos skaičiavimams bei analizei, įvertinant tiek atskirus modulius, tiek ir suminę jų įtaką. Aktyvacijos skaičiavimai buvo atlikti visoms WCLL modulio struktūroms. Apvalkalo aktyvacijos analizė atlikta penkioms pagrindinėms komponentėms: volframo šarvo apsauginiam sluoksniui, pirmajai ir horizontaliajai sieniei, tričio generavimo moduliui ir atraminei plokštei. Be to, tričio generavimo moduliui iš Eurofer ir LiPb medžiagų įtaka buvo įvertinta atskirai. Centrinio (ekvatorinio) modulio, esančio tolimesnėje nuo solenoido plazmos indo dalyje, analizės metu buvo nustatyta skirtingose komponentėse



11 pav. WCLL koncepcinis modelis: a) išorinė struktūra; b) vidinė struktūra; c) MCNP modelis

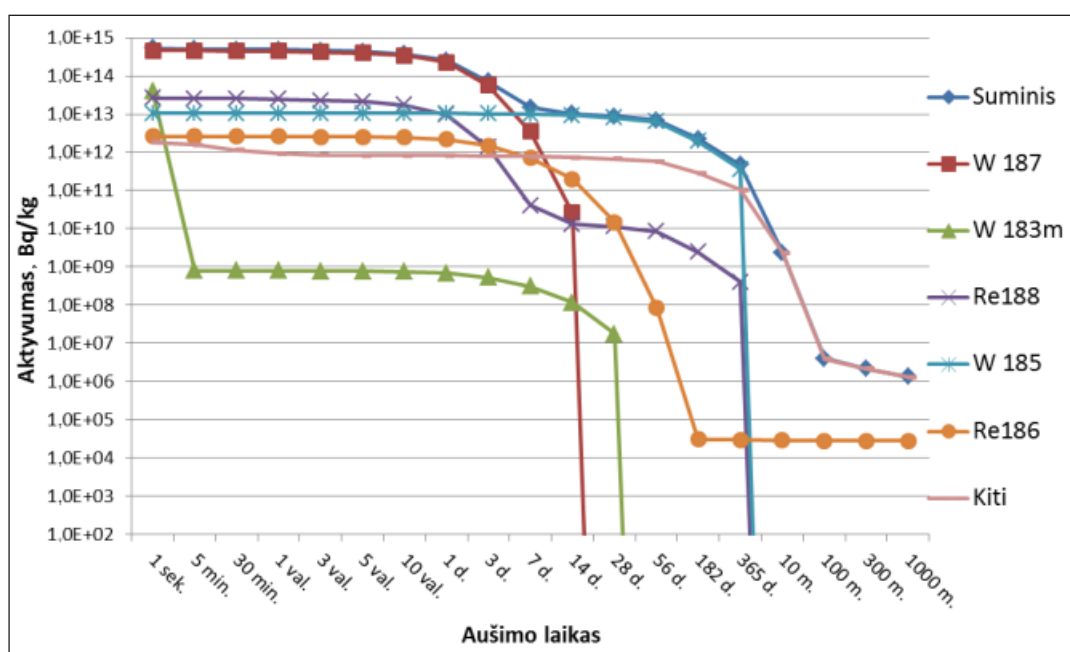
susidariusios skilimo šilumos įtaka bendrajai vertei ir nustatyti svarbiausi izotopai. Neutronų pernašos skaičiavimams panaudotas MCNP5 programų paketas su JEFF-3.1.1 duomenų biblioteka. Aktyvacijos skaičiavimai atlikti FISPACT programų paketu naudojant EAF-2010 duomenų biblioteką.

Atlikus WCLL modulio aktyvacijos skaičiavimus atskiriems komponentams, nustatyti izotopai, turintys didžiausios įtakos bendram aktyvumui. Nustatyta, kad grynojo volframo šarvui W-187 izotopas turi didžiausios įtakos po kelių dienų nuo apšvitos nutraukimo, W-185 izotopo įtaka didėja ilgėjant aušimo periodui, o po metų šis izotopas lemia didžiąją dalį aktyvumo (12 pav.).

Nagrinėjant skilimo šilumos išsiskyrimą ant pirmosios sienelės (13 pav.) gauta, kad Mn-56 ir W-187 izotopai vyrauja apšvitos nutraukimo pradžioje, o Fe-55 ir kiti izotopai yra reikšmingi viso aušimo metu. Tričio generavimo moduliui Mn-56 ir W-187 izotopai išlieka aktyvūs visu nagrinėtuju laikotarpiu, Ta-182 izotopas irgi turi svarios įtakos minėtuju laikotarpiu.

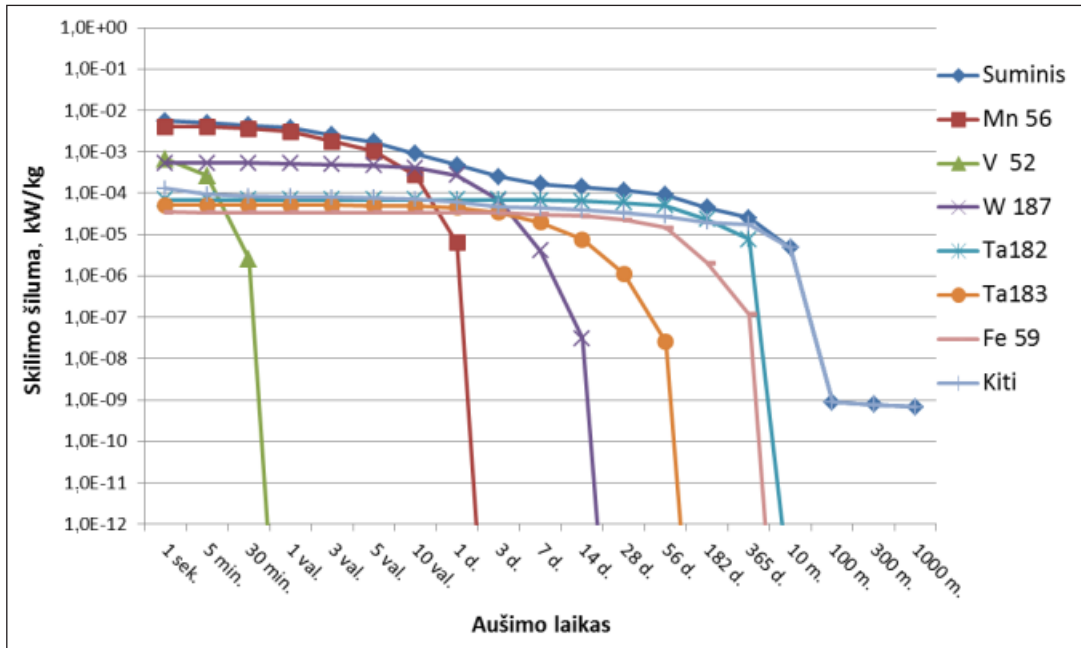
Panašiai kaip ir WCLL, DCLL modulio suminė skilimo šiluma (pašalinus tritį) yra ~23–12 MW po vienos valandos aušimo ir mažesnė negu 1 MW po dviejų mėnesių. Po metų skilimo šiluma yra apie 0,3 MW, po 100 ir po 1000 metų

ji atitinkamai nukrinta iki 4,5 ir 3 W. Nagrinėjant aktyvumo vertes, bendras aktyvumas kinta nuo  $1 \cdot 10^{14}$  iki  $1 \cdot 10^{12}$  MBq (10 metų laikotarpis). 100 metų ir ilgesnių laikotarpių bendras aktyvumas krinta atitinkamai nuo  $2 \cdot 10^8$  iki  $10^7$  MBq. Kaip ir tikėtasi, centriniai apvalkalo moduliai pasižymi didžiausiu aktyvumu ir skilimo šiluma: toliau nuo solenoido esantys moduliai pasižymi didesnėmis suminėmis vertėmis, o arčiau esantys moduliai – didesnėmis tūrinėmis vertėmis. Aktyvuotas LiPb (neatsižvelgiant į tritį) sudaro didžiąją dalį bendrosios skilimo šilumos tiek po 1 sekundės, tiek po 100 metų galutinio neutronų apšvitos nutraukimo. Likusiais laikotarpiais tričio generavimo modulio Eurofer plienas pasižymi didžiausiomis skilimo šilumos vertėmis. Nagrinėjant aktyvumą, LiPb (neatsižvelgiant į tritį) sudaro didžiąją dalį bendrojo aktyvumo po 1 sekundės nuo apšvitos nutraukimo, taip pat ir po 100 bei 300 metų aušimo laikotarpių. Kaip ir skilimo šilumos atveju, Eurofer vyrauja likusiu aušimo laikotarpiu. Pagalbinėse struktūrose suminės skilimo šilumos vertės yra nuo  $6 \cdot 10^2$  iki  $1 \cdot 10^2$  kW, praėjus 1 dienai po apšvitos nutraukimo; apie 10 kW po metų; krinta iki  $3 \cdot 10^{-4}$  kW po 1000 metų aušimo periodų. Nagrinėjant aktyvumą suminė vertė siekė  $3 \cdot 10^{12}$ – $1 \cdot 10^{12}$  MBq po vienos dienos ir apie  $3 \cdot 10^{11}$  MBq po metų.



12 pav. WCLL volframo šarvo izotopų aktyvumas



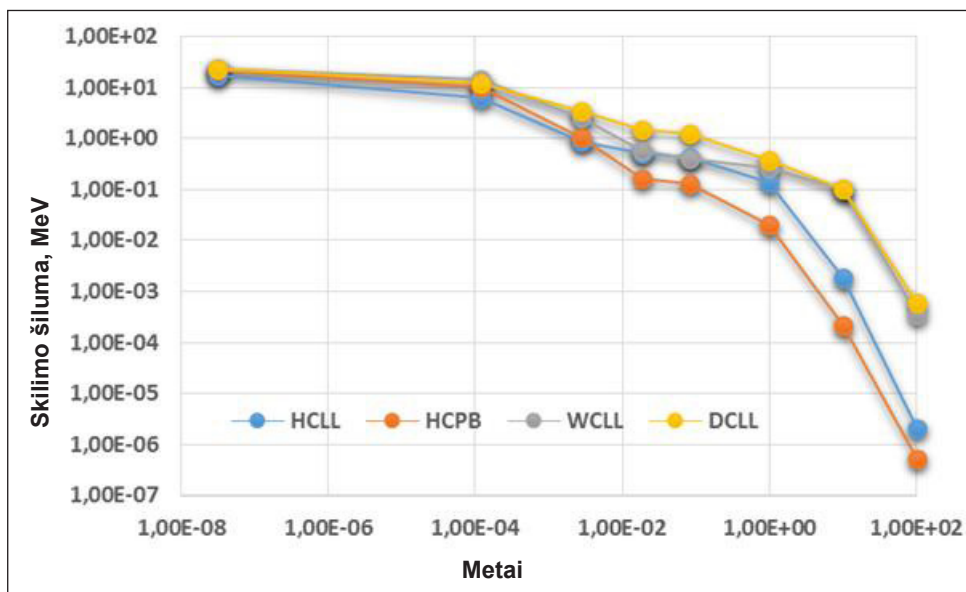


13 pav. WCLL pirmosios sienelės izotopų skilimo šiluma

Po 1000 metų aušimo laikotarpio ji krinta iki  $4 \cdot 10^6$  MBq. Abejoms charakteristikoms nagrinėtiems laiko intervalais arčiau solenoido esantis apvalkalo modulis pasižymėjo didesnėmis vertėmis negu tolimesnis modulis.

Apibendrinant gautus rezultatus paaiškėjo, kad WCLL (kaip ir DCLL) turi didžiausias (~2–3 eilėmis didesnes) sumines skilimo šilumos vertes praėjus 100 metų nuo neutronų apšvitos nutraukimo,

o pagrindiniai izotopai volframo šarve yra W-187 ir W-185. Nustatyti vyraujantys izotopai Eurofer pliene pasirodė esantys Fe-55, Mn-56, Cr-51, W-187, Ta-182, kai PbLi junginyje (neskaitant tričio) – Pb-207 ir Pb-203. Galiausiai, HCLL ir HCPB apvalkalas pasižymi mažesne skilimo šiluma, palyginti su WCLL apvalkalu, vertinant bendrą skilimo šilumą (17,5 MW) praėjus 1 sekunde po neutronų apšvitos nutraukimo (žr. 14 pav.).



14 pav. WCLL modulio skilimo šilumos palyginimas su kitomis klotinių modulių koncepcijomis

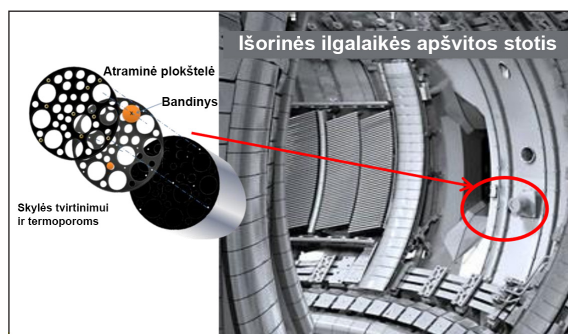
JET (*Joint European Torus*) šiuo metu yra didžiausia veikianti branduolių sintezės tyrimų bazė Europoje, kurios indėlis yra svarbus ruošiantis statomo ITER tokamako eksploatacijai. 2017 m. JET prasidės nauja deuterio-tričio kampanija (DTE2), kurios neutronų išėiga bus 10 kartų didesnė negu ankstesnėse DT kampanijose (JET ir TFTR). Pagal EUROfusion JET3 darbų paketą, ITER reaktoriaus plazmos indo komponentų medžiagų bandiniai bus apšvitinami JET įrenginyje DTE2 kampanijos metu. Parinktos medžiagos yra ITER-lygio W, Be, CuCrZr, 316L(N), taip pat funkcinės medžiagos, kurios bus naudojamos diagnostikos ir kaitinimo sistemų elementuose. LEI atlikta analizė leido įvertinti po neutronų aktyvacijos atsiradusios antrinės spinduliuotės įtaką radiacijai jautriems eksperimentinės įrangos komponentams. Anksčiau minėtos medžiagos bus apšvitintos realiomis sąlygomis DT kampanijos metu vidinės ir išorinės ilgalaikės apšvitos stotyse (I-ILTS ir O-LTIS), kurios bus įmontuotos JET plazmos indo viduje, ekvatorinėje sienelės dalyje toliau nuo solenoido dėl šioje vietoje prognozuojamo didžiausio neutronų srauto. Vidinė LTIS dėžė parodyta 15 pav. ir yra pagaminta iš volframo, AISI316 bandinių laikiklių su tiriamųjų medžiagų bandiniais. Ruošiantis DTE2 eksperimentams, neutronų srauto spektras LTIS lokalizacijoje buvo išmatuotas naudojant dozimetrines folijas, aktyvuotas 2015 m. JET DD kampanijos metu.



15 pav. Vidinės ilgalaikės apšvitos stotis I-ILTS (CAD modelis)

Po DTE2 apšvitos bus išmatuotas struktūrinių medžiagų aktyvumas ir nustatyti funkcinių medžiagų fizinių savybių pakitimai. Be vidinės ilgalaikės apšvitos stoties I-LTIS, kuri jau yra naudojama JET, taip pat bus įmontuota išorinė apšvitos

stotis O-LTIS (16 pav.), kadangi DT kampanijų metu yra galimas bandinių užteršimas tričiu. Taip pat O-LTIS nebūtinai nuotolinis valdymas diegimo ir šalinimo metu. LEI nustatė galimus bandinių aktyvumus ir dozių galias (I-O)LTIS komponentams po neutronų apšvitos DD ir DTE2 kampanijų metu. Skaitiniame modelyje daroma prielaida, kad ITER struktūrinių ir funkcinių medžiagų bandiniai buvo apšvitinti dideliais 14 MeV neutronų srautais (O-I)LTIS lokalizacijose. Šioje pozicijoje neutronų srautas yra didžiausias (iki  $10^{20}$  n/m<sup>2</sup>, palyginti su sumine  $1,7 \cdot 10^{21}$  neutronų išėiga), kaip ir dislokacijų kiekis, tenkantis atomui ( $10^{-5}$  dpa). Bandinių aktyvumas ir dozės galios skaičiavimai po neutronų apšvitos buvo atlikti naudojant FISPACT-2010 programų paketą su EAF-2010 duomenų biblioteka.



16 pav. Išorinės ilgalaikės apšvitos stotis O-LTIS ir pozicija JET plazmos inde

Siekiant nustatyti radiacinius medžiagų parametrus JET apšvitos atveju, buvo įvertinti trys galimi scenarijai, kurių vienas DD (Deuterio-Deuterio) trunka 4 mėnesius ir jam yra priskiriamas suminis  $2 \cdot 10^{19}$  DD neutronų skaičius, o DT (Deuterio-Tričio) atvejais nagrinėjami du scenarijai:

- 1) 6 mėnesių trukmė su bendru  $3 \cdot 10^{20}$  DT neutronų skaičiumi;
- 2) 6 mėnesių trukmė su bendru  $1,7 \cdot 10^{21}$  DT neutronų skaičiumi.

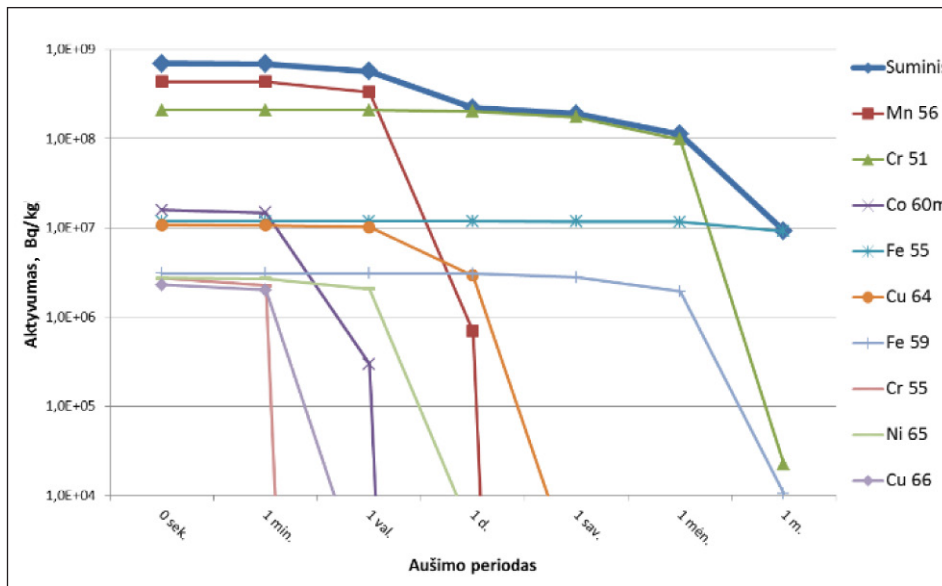
Pasitelkus aprašytą metodiką, išnagrinėtos svarbiausios branduolių sintezės reaktoriaus ITER funkcinės ir konstrukcinės medžiagos, pavyzdžiui, Sapphire ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ), YAG, ZnS, Spinel, KUI1, KS-4V, ALON ( $\text{Al}_{22}\text{O}_{30}\text{N}_2$ ), ALON-23 ( $\text{Al}_{23}\text{O}_{28}\text{N}_5$ ), ALON-67 ( $\text{Al}_{67}\text{O}_{87}\text{N}_9$ ), ALON-68 ( $\text{Al}_{68}\text{O}_{64}\text{N}_{12}$ ), Al-Bronze, Alloy 660, Be(S-65C), CuCrZr, JJ1, Nb<sub>3</sub>Sn, NbTi, OF-CU, SS-304 (Borated), SS316L(N), SS316L(N)-IG, SS316L, XM-19, ZrO<sub>2</sub> ir kt.

Baigus apšvitą neutronais aktyvumas ir dozių galia nustatyta intervalais nuo neutronų pluošto išjungimo iki metų aušimo. Atlikus išsamią analizę nustatyti vyraujantys radioizotopai, kurie prie bendros aktyvumo ar dozės vertės prisidėjo bent 1 % ar didesnėmis vertės dalimis. Paaiškėjo, kad penkios didžiausiu aktyvumu pasižymėjusios medžiagos yra SS-304 (Borated), ZnS, SS316L (žr. 17 pav.) Nb<sub>3</sub>Sn (žr. 18 pav.) ir XM-19.

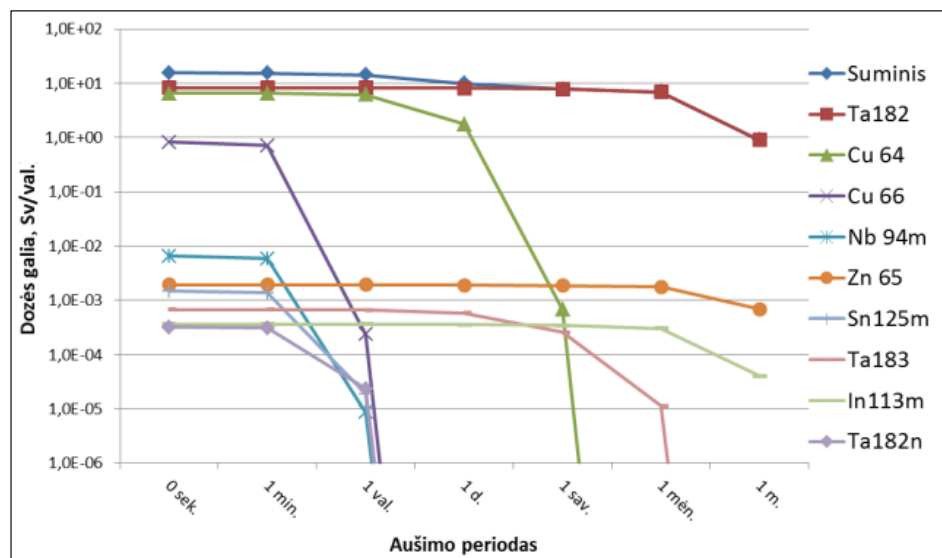
Taigi, branduolių sintezės įrenginiuose degant plazmai didžioji dalis energijos tenka neutronams, kurie ją perneša į radiaciniu požiūriu jautrius komponentus, todėl išsamus neutronų pernašos metu vykstančių fizikinių procesų

tyrimas yra priskiriamas prie svarbiausių uždavinių projektuojant ir eksploatuojant branduolių sintezės įrenginius. LEI BĮSL mokslininkų atliekamuose tyrimuose neutronų srautų skaičiavimai papildomi įtraukiant radiacinės saugos, dozimetrijos, biologinės apsaugos nuo spinduliuotės aspektus.

LEI BĮSL mokslininkų intensyviai atliekamų branduolių sintezės reaktoriuose DD ir DT reakcijų metu susidarantių neutronų, jų sąveikos su medžiagomis ir sukulto aktyvumo bei dalijimosi šilumos ir dozės galios procesų tyrimų duomenys yra ir bus aktualūs eksploatuojant ir projektuojant europinius branduolių sintezės įrenginius JET, ITER ir DEMO.



17 pav. SS316L(N)-IG aktyvumas po DD apšvitos



18 pav. Nb<sub>3</sub>Sn dozės galia po DT apšvitos

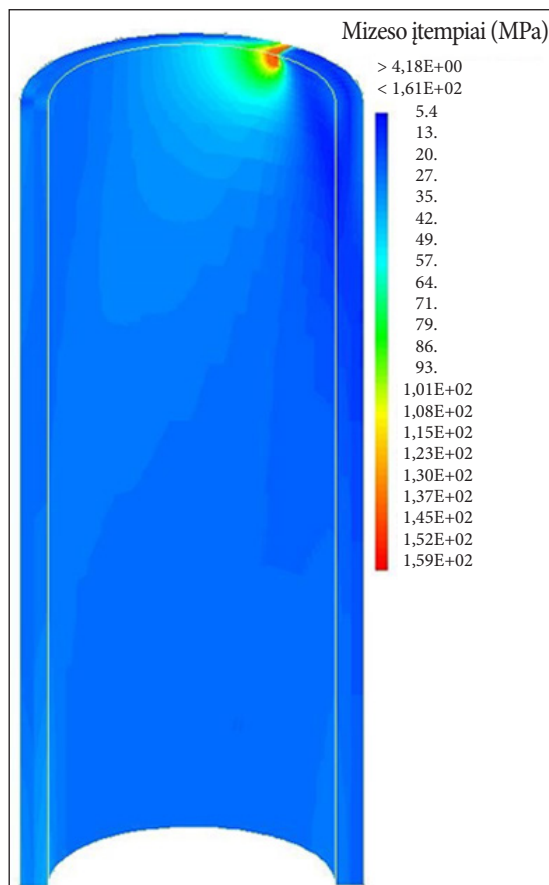
## BRANDUOLIŲ SINTEZĖS REAKTORIŲ VAMZDYNŲ IR SLĖGIO INDŲ STRUKTŪRINIO VIENTISUMO TYRIMAI

### W7-X struktūrinio vientisumo tyrimai

W7-X projektuotojų prašymu buvo atlikta vieno „taikinio“ (angl. target) modulio TM1H (5 pav.) vamzdžio tyrimai taikant tekėjimo prieš suirimą metodiką. Vamzdžio vieta, kurioje buvo modeliuojamas kiauras plyšys, parinkta pagal įtempių būvio analizę. Uždaviniui atlikti buvo sudarytas šio modulio baigtinių elementų modelis, atlikta įtempių analizė (19a pav.) ir nustatyta labiausiai apkrauta nagrinėjamos konstrukcijos vieta.

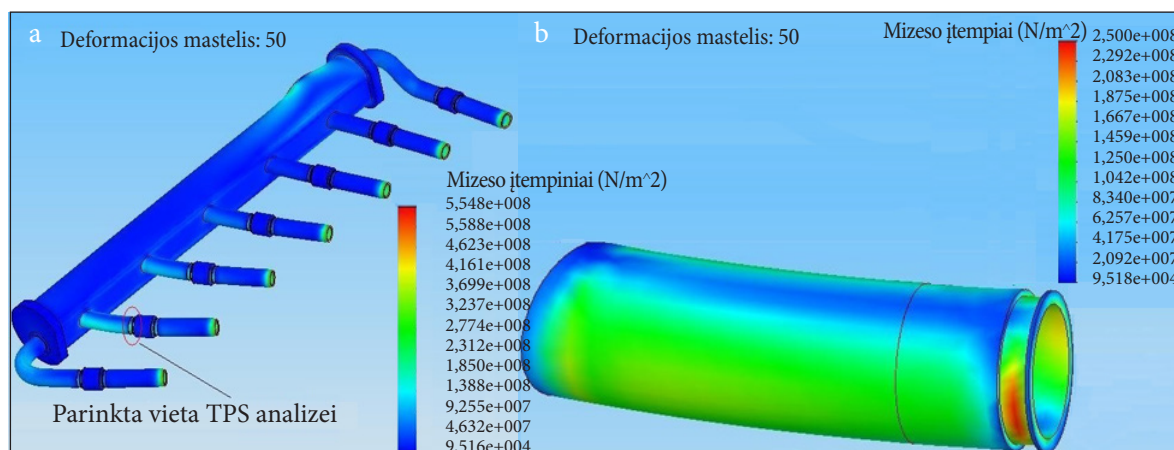
Taikant R6 metodiką apskaičiuoti priimtini ir kritiniai plyšių dydžiai parinktame vamzdyje (19b pav.). Naudojant kompiuterinės baigtinių elementų programą CAST3 paruoštas vamzdžio su kiauru plyšiu baigtinių elementų modelis ir apskaičiuotas plyšio atsivėrimo dydis (20 pav.).

Naudojantis kompiuterine programa SQUIRT v.2.4 buvo apskaičiuotas aušinimo skysčio ištekėjimas per kiaurą plyšį. Taip pat išnagrinėti galimi plyšio augimo greičiai veikiant senėjimo mechanizmams (įtempinis korozinis pleišėjimas ir nuovargis veikiant magnetiniams laukams). Įvertinus aušinimo skysčio ištekėjimo per kiaurą plyšį ir plyšio augimo greičius, buvo atlikta vamzdžio tekėjimo prieš suirimą (TPS) analizė. Pagal TPS reikalavimus, postuluojuama kiauro plyšio ilgis, kuriam esant pasiekiamas nustatytas ištekėjimo greitis, turi būti dvigubai mažesnis už kritinio kiauro plyšio ilgį (viršijus kritinį ilgį vamzdis nutrūksta). Apskaičiuota, kad priimti-



20 pav. Target modulio TM1H vamzdžio su kiauru plyšiu baigtinių elementų modelis ir įtempių pasiskirstymas

no kiauro plyšio ilgis (1,4 mm) yra daugiau nei keturis kartus mažesnis už kritinio kiauro plyšio ilgį (6,5 mm), o ištekancio vandens srautas per priimtina kiaurą plyšį yra 0,1 kg/val. (~0,03 g/s). Dėl ištekancio vandens užges plazma, o įrenginys bus saugiai sustabdytas.



19 pav. Target modulio TM1H baigtinių elementų modelis ir apskaičiuotų įtempių pasiskirstymas



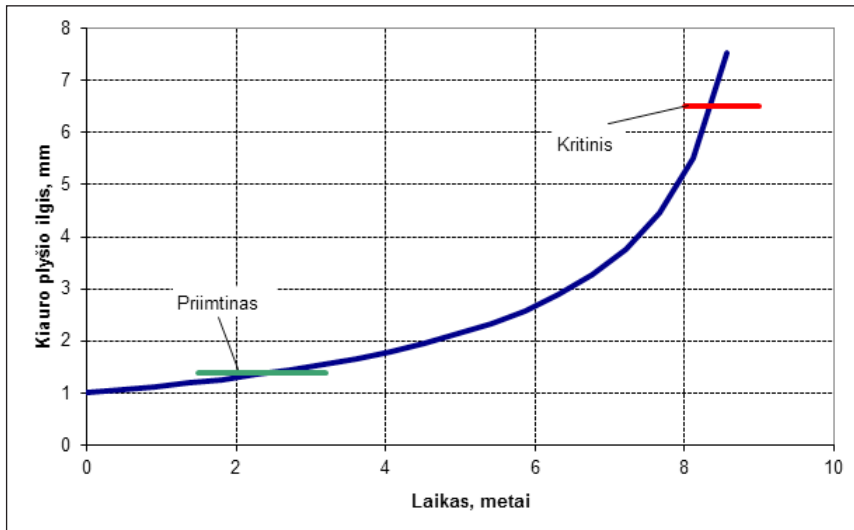
Remiantis plyšio augimo greičio prognozės rezultatais galima teigti, kad nuovarginio plyšio augimas, veikiant magnetiniams laukams ir įtempinei korozijai, nepasieks kritinio plyšio dydžių reaktoriaus stabdymo metu (21 pav.). Todėl divertoriaus modulis TM1H tenkina tekėjimo prieš suirimą reikalavimus.

### Plazmos indo angų suvirinimo siūlių struktūrinio vientisumo tyrimai

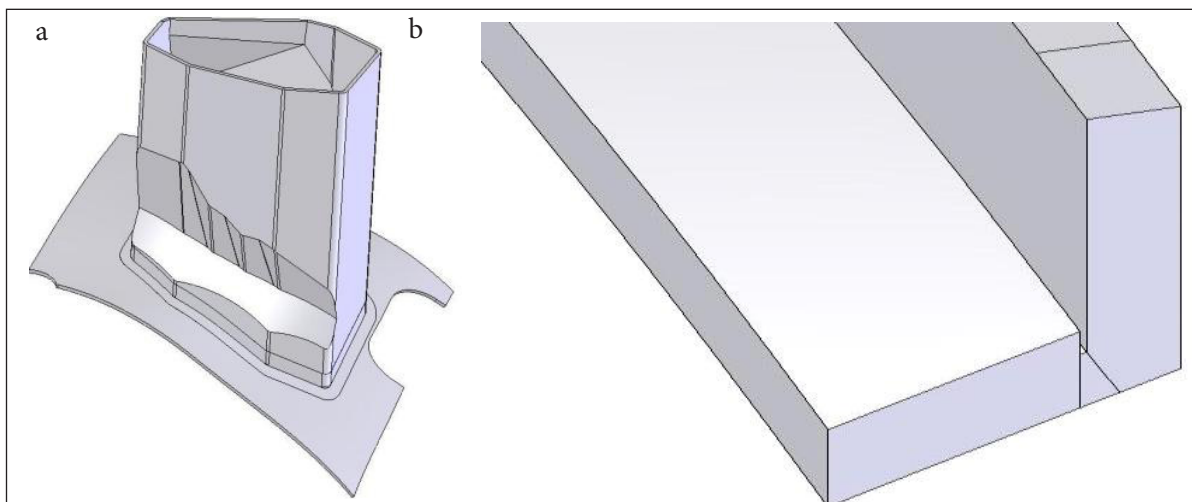
W7-X įrenginio išorinis indas ir plazmos indas yra sujungti atvamzdžiais. Vertinant šio įrenginio struktūrinį vientisumą yra svarbu įvertinti atvamzdžių suvirinimo siūlių stiprumą veikiant eksploatacinėms apkrovoms ir nustatyti atsargos koeficientą. Projektuojant ypatingos svarbos inžinerines konstrukcijas ir vertinant jų saugumą

dažniausiai taikomi ribinio būvio kriterijai. Vienas iš ribinio būvio kriterijų yra plastinis suirimas, o šį suirimą sukiantį apkrova vadinama ribine apkrova. Ribinei apkrovai nustatyti taikomi ribinės analizės analitiniai ir skaitiniai metodai. Atsižvelgiant į tai, kad stelaratoriaus W7-X konstrukcija bei geometrija yra sudėtinga, ribinei analizei atlikti buvo naudojama baigtinių elementų metodika. Kompiuterine programa ABAQUS sukurtas įrenginio W7-X sudėtingos konfigūracijos angos baigtinių elementų modelis, apimantis atvamzdį, plazmos indo dalį bei jų suvirinimo siūlę (22 pav.). Sumodeliuota anga – tai viena iš 254 W7-X įrenginio angų, jungiančių plazmos indą su išoriniu indu.

Paruošti angų geometriniai modeliai buvo perkelti į baigtinių elementų kompiuterinę programą



21 pav. Įtempinės korozijos kiauro plyšio augimas priklausomai nuo reaktoriaus eksploatacijos laiko

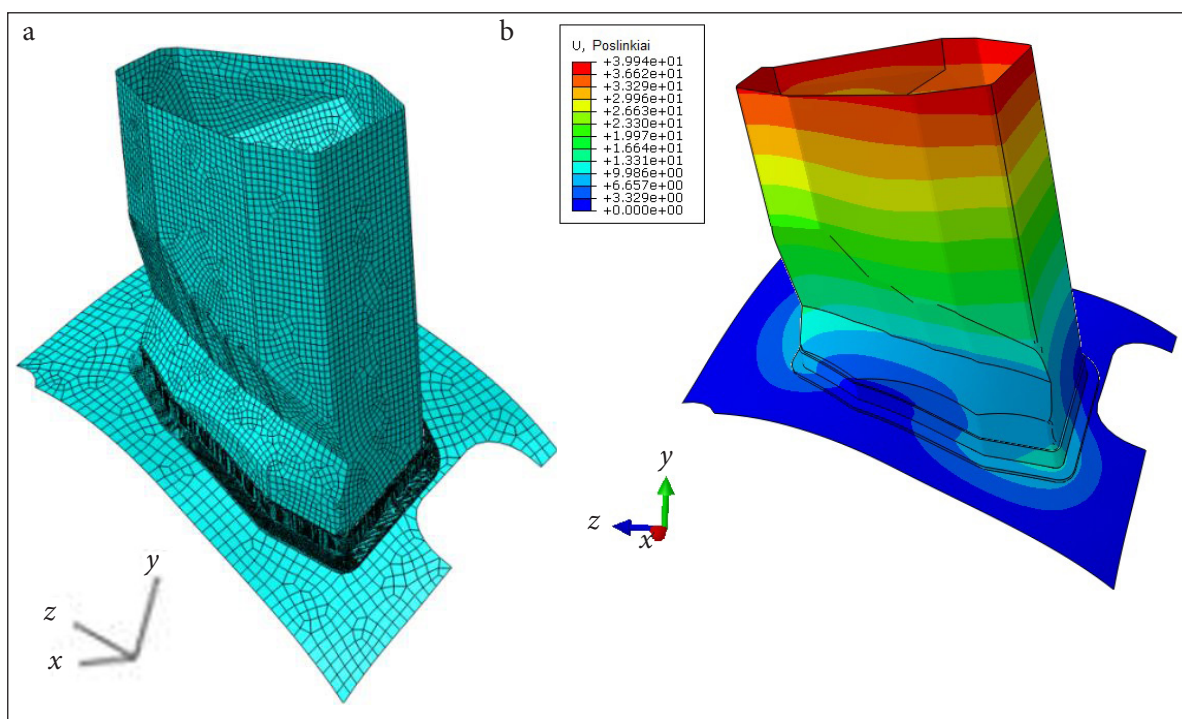


22 pav. Plazmos indo angos suvirinimo siūlės geometrinis modelis: a) geometrinis modelis, b) suvirinimo siūlės padidintas vaizdas

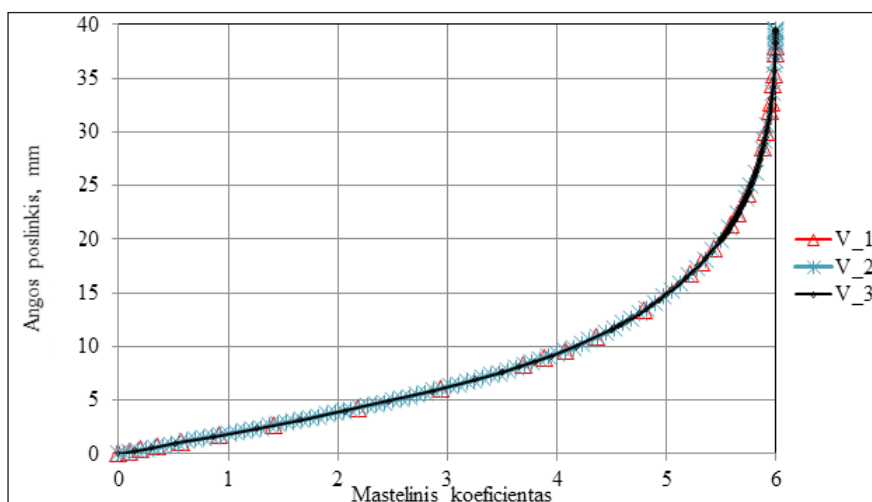
ABAQUS/Standard, kuria parengtas plazmos indo angos suvirinimo siūlės baigtinių elementų modelis (23a pav.). Gauti poslinkių pasiskirstymai plazmos indo angoje pateikti 23b pav.

Atliekant ribinę analizę skaitinį modelį veikiančios jėgos buvo padaugintos iš mastelinio koeficiento (SF), kurį didinant nustatomas angos poslinkis jėgų ir momento pridėjimo taške. Tuo atveju, kai angos poslinkiai pradeda staigiai didėti arba uždavinys nekonverguoja, priimta, kad pasiektas konstrukcijos ribinis būvis ir veikianti apkrova yra ribinė. 24 pav. pavaizduota nagrinė-

tos angos poslinkio priklausomybė nuo mastelinio koeficiento. Jėgų ir momentų pridėjimo taško poslinkiai tiesiškai didėja iki  $SF = 3,8$ . Staigiau poslinkiai pradeda didėti, kai  $3,8 < SF \leq 4,5$ . Dar akivaizdesni pakitimai, kai  $SF > 4,5$ . Baigtinių elementų uždavinys nekonverguoja, kai mastelinis koeficientas pasiekia 6. Atsižvelgiant į tai nustatyta, kad nagrinėtos angos ribinė apkrova bus pasiekta, kai mastelinis koeficientas  $SF = 6$ . Paveiksle pavaizduotos skaičiavimo versijos V\_1, V\_2 ir V\_3 – tai angos ribinės analizės rezultatai naudojant skirtingus jėgų pridėjimo žingsnius.



23 pav. Plazmos indo angos suvirinimo siūlės baigtinių elementų modelis (a) ir analizės rezultatai (b)



24 pav. Angos AEK20 poslinkių priklausomybė nuo mastelinio koeficiento

## Duomenų analizė ir įrangos patikimumo tyrimai

Branduolių sintezės įrenginių patikimumo ir atskirų įrangos komponentų bei sistemų gedimo duomenų analizė yra tarpusavyje susijusios temos. Į atitinkamų klausimų sprendimą LEI BĮSL mokslininkai įsitraukė dar 2012 m. vykdydami EFDA projektą. Nuo 2014 m., pradėjus vykdyti EUROfusion projektą, darbai buvo pratęsti. Duomenų analizė daugiausia buvo siejama su atskirų sistemų darbo ir patikimumo parametrų vertinimu, parametrų reikšmingumo nustatymu bei įvairių įverčių neapibrėžtumo ir jautrumo analize. Patikimumo tyrimai buvo vykdomi susietai su RAMI (angl. *Reliability, Availability, Maintainability, Inspectability* – RAMI) analize ir jos bei tikimybinės saugos analizės (TSA) taikymu, kai nagrinėjama atskirų sistemų patikimumo parametrų įtaka įvairiems rizikos kitimo scenarijams, pačių sistemų patikimumo ir žmogaus klaidų vertinimu bei tikslumo analize.

### Duomenų ir patikimumo parametrų tyrimai

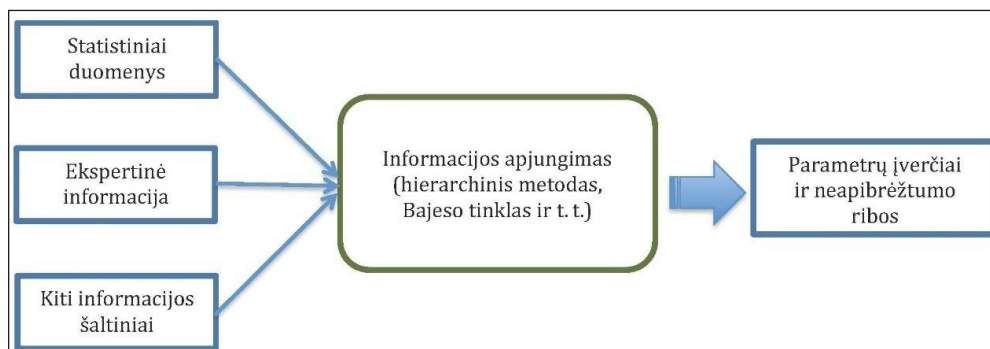
Siekiant kuo tiksliau įvertinti branduolių sintezės įrenginių (pvz., W7-X, DEMO, ITER) patikimumą, statistinės informacijos kiekis yra itin svarbus. Kuo daugiau duomenų yra prieinama, tuo tikslesnė analizė gali būti atlikta. Tačiau dauguma tokių įrenginių yra ar dar tik bus pirmieji iš tokio tipo įrenginių, todėl didelei daliai jų sistemų yra labai mažai arba visai nėra statistinės informacijos apie jų sutrikimus ar gedimus.

Vienas iš galimų būdų siekiant užtikrinti tyrimų tikslumą – panaudoti branduolinėje pramonėje sukauptą informaciją apie panašių sistemų veikimą. Be to, ekspertų žinios taip pat neturėtų būti ignoruojamos – netgi

subjektyvūs vertinimai apie retai gendančias sistemas ir jų patikimumo parametrus (pvz., gedimų intensyvumą) turėtų būti tiriami ir apjungiami kartu su statistiniais duomenimis (jei tokių apskritai esama). Šiems uždaviniams spręsti, visų pirma, buvo atlikta esamų patikimumo duomenų šaltinių, kurie galėtų būti panaudojami minėtų sistemų patikimumui vertinti, apžvalga. Tada, pasinaudojus subjektyvios tikimybės ypatybėmis bei Bajeso ir kt. metodais, buvo sudaryta ir pritaikyta metodika skirtingų tipų duomenų analizei ir parametrų įvertinimui atlikti. Informacijos apjungimo supaprastinta schema pateikta 25 pav.

Siekiant įvertinti esamų patikimumo duomenų pritaikomumą branduolių sintezės įrenginiams buvo apžvelgti 5 pagrindiniai informacijos šaltiniai: FCFR (*Fusion Component Failure Database*), TATENA duomenų imtys, WASH (*Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plant*) ataskaita, T-Book (*Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants*) bei duomenys, prieinami per programinę priemonę Lambda-Predict. Galima pažymėti, kad įvairiuose informacijos šaltiniuose duomenų įrašai dažnai yra neišbaigti, jiems registruoti taikomi skirtingo pobūdžio kriterijai ir prielaidos.

Minėta metodika buvo pritaikyta DEMO reaktoriaus su HCLL tipo apvaskalu pagrindinės aušinimo sistemos vamzdynų tyrimams. Bendras nagrinėtų vamzdynų ilgis apytikriai siekė 3840 m. Dėl informacijos trūkumo vamzdynų gedimų pobūdis nebuvo klasifikuojamas. Duomenų bazėse analogiškiems vamzdynams buvo tik 9 gedimų dažnio įverčiai. Kai kurie įrašai buvo su kvantilių reikšmėmis. Klasikinė statistinė analizė tokios



25 pav. Parametrms įvertinti naudojamos informacijos apjungimas

papildomos informacijos įtraukti neturi galimybių, tačiau minėta metodika leido panaudoti ir šiuos dydžius.

Papildoma informacija apie kvantilių įverčius buvo pasinaudota tik pritaikius metodikos dalį, skirtą ekspertų vertinimams įtraukti. Taigi, gali būti laikoma, kad kvantiliai yra pateikti ekspertų ir iš šios informacijos suformuojamas apriorinis skirstinys, kuris apjungiamas kartu su gedimų intensyvumo vidurkio įverčiais. Taip gaunamas tikslesnis aposteriorinis skirstinys, nusakantis atnaujintą gedimų intensyvumo įverčio reikšmę.

Gauti atnaujinti įverčiai, įtraukus ekspertinę informaciją, buvo lyginami su klasikinės statistikos procedūromis gautais įverčiais. Pastebėta, kad sukurta metodika sudarė galimybę papildomą informaciją apie kvantilius įtraukti į bendrą vertinimą, o tai turėjo įtakos įverčiams (žr. 1 lentelę). Pateikti duomenys atskleidžia, kaip įtraukiant skirtingų tipų informaciją į DEMO sistemų analizę galima atnaujinti įverčius ir sumažinti neapibrėžtumą.

1 lentelė. Aušinimo sistemos vamzdinių gedimo tikimybė

	Vidurkis	0,05 kvantilis	0,95 kvantilis	
Gedimo tikimybė	1,85E-05	2,00E-09	7,90E-05	Be ekspertų informacijos
	7,70E-06	9,90E-09	2,70E-05	Įtraukus ekspertų informaciją

### Parametrų reikšmingumo ir rezultatų jautrumo analizė

Pastaraisiais metais apibendrinti ankstesni tyrimai, susiję tiek su RAMI, tiek ir su reikšmingumo bei jautrumo analizės taikymu branduolių sintezės įrenginiams. Kaip pavyzdį galima paminėti W7-X sistemų / įrangos analizę.

Siekiant didinti įvairių sistemų parengtumą reikia nustatyti jų silpnąsias vietas, pasiūlyti ir išrinkti gerinimo priemones. Pilotiniam tyrimui parinktas divertoriaus aušinimo kontūras (DAK). DAK sudaro du šilumokaičiai, du siurbliai, kolektorius ir vamzdžiai, kurie tiekia šaltą vandenį į plazmos indo ir skirtingų atvamzdžių aušinimo vamzdelius bei nuveda šiltą vandenį atgal į šilumokaičius. Priklausomai nuo W7-X darbo režimo turi veikti vienas (laukimo režimas arba dalinė apkrova) arba abu (normali arba pilna apkrova) siurbliai.

DAK apskaičiuotas vidutinis neparengtumumas per metus siekia 0,188. Septyni pagrindiniai gedimai, turintys didžiausios įtakos DAK neparengtumui, pateikti 2 lentelėje. Likusiųjų gedimų indėlis yra tik 0,01 % į bendrą DAK neparengtumą.

Atlikus analizę tapo akivaizdu, kad didžiausios įtakos DAK neparengtumui turi antrojo, dukart per dieną jungiamo siurblio, taip pat jo sklendės bei atbulinio vožtuvo gedimai. DAK patikimumo parametrų reikšmingumo ir jautrumo analizės rezultatai rodo, kad didžiausios įtakos DAK neparengtumui turi ilgas remonto laikas – vienas mėnuo. Gauti rezultatai leidžia nustatyti DAK parengtumo didinimo priemonių prioritetus. Rezultatai rodo, kad siekiant padidinti DAK parengtumą reikia mažinti siurblio atstatymo (remonto) laiką arba didinti susijusių komponentų patikimumą.

Dalyvaujant DEMO elektrinės ir kt. įrenginių analizės veikloje taip pat buvo rengta neapibrėžtumo analizės ir susijusio rezultatų jautrumo analizės bendresnė metodika. Jautrumo analizėje dažnai buvo naudojami ne tik santykiniai, bet ir tokie jautrumo rodikliai kaip standartiniai regresijos koeficientai bei koreliacijos koeficientai, kurie leidžia klasifikuoti parametrų neapibrėžtumo įtaką modeliavimo rezultatams.

2 lentelė. DTAK neparengtumo ir reikšmingumo / jautrumo analizės rezultatai

Nr.	Įvykio aprašymas	Neparengtumo tikimybė	Indėlis į DTAK neparengtumą, %	Reikšmingumas (Fussel-Vesely)	Santykinis jautrumas
1.	Siurblys AP002 nepasileidžia	9,57E-02	51	5,10E-01	8,71E+00
2.	Sklendė KA510 neatsiveria	6,60E-02	35,1	3,51E-01	5,17E+00
3.	Siurblys AP003 sustoja	2,11E-02	11,3	1,13E-01	2,01E+00
4.	Šilumokaičio AD002 gedimas	6,44E-03	3,43	3,43E-02	1,28E+00
5.	Šilumokaičio AD001 gedimas	6,44E-03	3,43	3,43E-02	1,28E+00
6.	Vožtuvas KA507 neatsiveria	3,52E-03	1,87	1,87E-02	1,15E+00
7.	Siurblys AP002 sustoja	4,50E-04	0,24	2,40E-03	1,02E+00



### Parametrų įtakos rizikos kitimo scenarijams analizė

Pastaraisiais metais taip pat buvo apibendrinti anksčiau vykdyti tyrimai ir susijusi metodika, kuri sietina su TSA išplėtojimu pritaikant ją branduolių sintezės įrenginių saugos bei patikimumo didinimui, atsižvelgiant tiek į įrangos, tiek į personalo patikimumą. Atskirų parametrų įtaka bei jų reikšmingumas buvo nagrinėtas taikant tikimybinės saugos analizės reikšmingumo rodiklius bei atskirų sistemų nesuveikimo scenarijų vertinimą. Dalis su minėtais tyrimais susijusių metodų ir jų taikymo rezultatų buvo gauti tikimybinės saugos analizės bei kitų darbų, įvykdytų Ignalinos AE bei W7-X, analizės metu.

Eksperimentiniam stelaratoriui W7-X atlikta pilotinė avarijos dėl išorinio elektros tiekimo praradimo analizė leidžia teigti, kad W7-X plazmos indo pažeidimo dėl galimo šilumnešio atšalimo dažnis yra  $1,95 \cdot 10^{-3}$  per metus, o didžiausios įtakos saugai turi elektros tinklo patikimumas, dyzelinio elektros generatoriaus patikimumas ir personalo veiksmas įjungiant (esant reikalui) alternatyvią elektros tiekimo liniją. Be to, išorinio tinklo praradimo atvejų rezervinio dyzelinio generatoriaus įrengimas labiau sumažintų riziką (72 %) nei personalo apmokymas veikti avarinėje situacijoje (36 %), tačiau lėšų panaudojimo efektyvumas būtų mažesnis pirmuoju (7 %) nei antruoju (35 %) atveju.

Atliekant analizę buvo apskaičiuotas rizikos (kaštų) sumažėjimas  $\Delta K$  ir įvertintos rizikos mažinimo scenarijų išlaidos  $C_r$  bei rizikos sumažėjimo ir išlaidų santykis kiekvienu variantu (3 lentelė). Trečiojo siurblio įrengimo ir atsarginių dalių pirkimo variantai pasižymi panašiomis rizikos sumažėjimo reikšmėmis, tačiau atsarginių dalių pirkimo išlaidų efektyvumo koeficientas yra didesnis – 3,1, o ne 1,8. Taigi, DTAK atsarginių dalių rezervavimas siekiant sumažinti remonto laiką pasižymi

3 lentelė. Išlaidų efektyvumas DTAK rizikos sumažinimo variantams

Variantas	Rizikos sumažinimas, $\Delta K$ , tūkst. €	Išlaidos rizikai sumažinti, $C_r$ , tūkst. €	Išlaidų efektyvumas, $\Delta K/C_r$
Trečiojo siurblio įrengimas	387,8	220,0	1,8
Atsarginių dalių pirkimas	359,5	115,0	3,1
Techninis aptarnavimas	82,6	42,7	1,9

didžiausiu kaštų efektyvumu (3,1), palyginti su rezervinio siurblio įrengimu (1,8) ir profilaktiniu aptarnavimu (1,9).

Apibendrinant branduolių sintezės įrenginiams skirtus rizikos vertinimus buvo pasiūlyti modifikuoti tikimybinės saugos analizės tikslai, kai siekiama integruoto sistemų neparengtumo vertinimo bei avarių, sukeliančių plazmos indo įrangos pažeidimus, analizės. Kaip alternatyva įprastiems RAMI tyrimams, kurie labiau orientuoti į sistemų funkcijas, negu į jas sudarančius komponentus, W7-X įrenginiui sistemų lygiu pirmą kartą buvo atlikta tikimybinė saugos analizė ir jos taikymas nustatant rizikos vertinimu pagrįstus sprendimus.

### Technologijų patikimumo vertinimas ir jo tikslumo analizė

DEMO turbinų patikimumo vertinimas atliktas atsižvelgiant į pulsuojančią turbinų veikimo režimą. Sukurta metodika DEMO elektrinės sistemų patikimumui vertinti panaudojant Bajesinius tinklus. Įprastai taikomas kitas šios sistemos patikimumo vertinimo būdas naudoja vien tik tos sistemos gedimų medžius. Tačiau šis būdas neleidžia išsamiau atsižvelgti į gedimų duomenų neapibrėžtumą.

Pasiūlytos metodikos pagrindas yra gedimų medžių konvertavimas į Bajesinius tinklus, įtraukiant neapibrėžtumą ir taip gaunant išsamesnę sistemos patikimumo vertinimą. Kartu su partneriais iš ENEA (Italija) organizacijos atlikta parengtumo analizė parodė, kad varijuojant turbinos komponentų gedimų intensyvumus parengtumas (20 metų laikotarpiui) šiek tiek keičiasi intervale nuo 79 iki 82 %. Atlikus jautrumo analizę nustatyta, kad garo kokybės sistemos gedimui didžiausios įtakos turi kondensato surinkimo posistemė (angl. *condensate trap*).

Siekiant patobulinti DEMO reaktoriaus patikimumo vertinimo priemones ir jų pritaikomumą heliu aušinamo DEMO reaktoriaus koncepcijos patikimumui vertinti, ankstesnė metodika buvo papildyta įtraukiant gedimų intensyvumo korekcijos daugiklius. Kadangi su DEMO reaktoriaus sistemomis susijusių patikimumo duomenų yra labai mažai (kai kurioms sistemoms tokių duomenų visiškai nėra), tai paprastai yra naudojami branduolinių (ar kito tipo) elektrinių sistemų gedimų duomenys. Tačiau sąlygos,

kuriomis veiks DEMO sistemos, nėra identiškoms sąlygoms branduolinėse (ar kito tipo) elektrinėse.

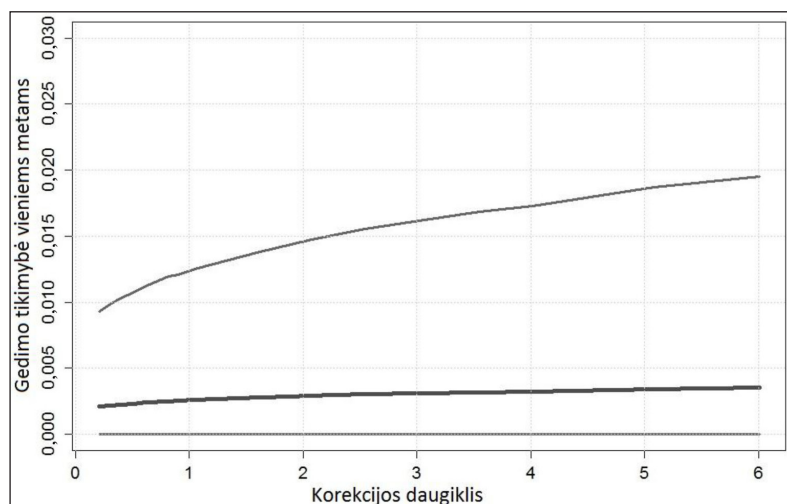
Pavyzdžiui, jei DEMO aušinimo sistemoje būtų naudojamas helis, tai jo poveikis vamzdynams būtų kitoks nei naudojant vandenį. Helis yra inertiškas, o dėl šios priežasties vamzdynai nebūtų veikiami korozijos. Metodika buvo pritaikyta heliu aušinamo DEMO reaktoriaus pagrindinės aušinimo sistemos vamzdynams. Nustatyta, kad šios sistemos atveju branduolinės elektrinės duomenys pakankami tiksliai įvertina vamzdynų patikimumą, kadangi korekcijos daugiklio įtaka (26 pav.) gedimo tikimybei yra nereikšminga.

### Žmogaus klaidos tikimybės ir patikimumo įverčio patikslinimas

Susietai su vykdyta avarijų ir duomenų analize sudarius žmogaus klaidos tikimybę vertinančius modelius, buvo išplėtoti su branduolinės ir termobranduolinės įrangos sauga ir valdymu susiję aktualūs skaičiavimai, atliktas įrangos gedimų bei žmogaus klaidų vertinimo metodikos apibendrinimas. Iš pradžių buvo atlikta žmogaus patikimumo įvertinimo metodų ir jų taikymo apžvalga. Po to, tęsiant ir atnaujinant atskiros branduolių sintezės įrenginio sistemos testavimo ir jo optimizavimo tyrimą, atliktas galimų žmogaus klaidų vertinimas ir taip buvo patikslintas sistemos techninės priežiūros optimizavimo modelis. Be to, šiame etape buvo išplėtoti ir apibendrinta tradiciškai branduolinėje energetikoje taikoma tikimybinė saugos analizė bei patikimumo tyrimai, išplečiant jų pritaikymą branduolių sintezės įrenginiams.

Papildomas dėmesys buvo nukreiptas į žmoniškųjų faktorių vertinimą, kai atsižvelgiant į operatorių veiksmus ir galimas klaidas buvo siekiama sumodeliuoti realistišką sistemos funkcionavimą bei adekvačius avarijų valdymo scenarijus. Tokie modeliavimai lemia mažiau konservatyvius ir mažiau neapibrėžtus prielaidas bei leidžia patikslinti patikimumo vertinimo rezultatus tiek anksčiau vertintos Ignalinos AE (pvz., avarinių aktyviosios zonos aušinimo siurblių) atveju, tiek ir nagrinėto branduolių sintezės įrenginio W7-X atveju. Šiame etape atlikti tyrimai leidžia nustatyti optimalų testavimo ir remonto periodiškumą, kai yra minimizuojamas nagrinėjamos sistemos neparengtumas atlikti jai numatytas funkcijas. Tokia analizė leidžia kiekybiškai įvertinti gedimų ir klaidų įtaką galutiniam avarijos dažniui ir nustatyti saugos gerinimo prioritetus siekiant sumažinti neigiamų pasekmių tikimybę.

Be to, sudarant metodiką, leidžiančią apjungti įvairių tipų informaciją ir patikslinti naujų sistemų (pvz., DEMO) patikimumo parametrų įverčius, kaip minėta, buvo pasinaudota Bajeso metodais. Bajeso metodai suteikia galimybę analizuoti labai įvairią informaciją vienu metu, ar tai būtų subjektyvi žmogaus nuomonė, ar statistinių duomenų imtis, surinkta per tam tikrą laikotarpį, ar įrašai duomenų bazėse. Kai atsiranda nauji duomenys ar informacija, nėra reikalo visą analizę atlikti nuo pradžių, kadangi Bajeso metodai suteikia galimybę atnaujinti jau esamus įverčius su nauja informacija – senieji įverčiai panaudojami kaip apriorinė informacija, kuri apjungiamą su naujais duomenimis ir gaunamas aposteriorinis skirstinys.



26 pav. Helio aušinamo reaktoriaus vamzdynų gedimo tikimybės priklausomybė nuo korekcijos daugiklio

Viena sudarytos metodikos dalis buvo skirta ekspertų subjektyviems įverčiams analizuoti. Šios metodikos žingsniai lakoniškai gali būti apibendrinti taip (praleidžiant sudėtingas matematinės formuluotes):

- sudaryti grupę iš kiek galima daugiau srities ekspertų ir paprašyti pateikti informaciją apie kvantilius ir parametrų tikimybes;
- pasirinkti funkcinę apriorinio skirstinio formą atsižvelgiant į problemos pobūdį (beta, gama, normalųjį ir t. t.);
- panaudojus Bajeso tikimybės atnaujinimo formules, apskaičiuoti ekspertų subjektyvių įverčių skirstinį;
- panaudoti gautą skirstinį kaip apriorinį, jei yra papildomos informacijos, pavyzdžiui, statistinių duomenų, ir apskaičiuoti aposteriorinį skirstinį, išreiškiantį visą prieinamą tikimybinę informaciją apie nagrinėjamos sistemos ar komponento patikimumą.

## APIBENDRINIMAS IR IŠVADOS

Lietuvos energetikos instituto Branduolinių įrenginių saugos laboratorijos mokslininkai pradėjo tyrimus branduolių sintezės tyrimų srityje dar 2006 m. ir šiuose tyrimuose sėkmingai pritaiko iki to laiko sukauptą patirtį vykdant branduolinių elektrinių saugos tyrimus.

Branduolių sintezės tyrimai yra labai aktyviai vykdomi visame pasaulyje: šiais metais Vokietijoje, Greifswalde, pradėtas eksploatuoti stellaratoriaus tipo įrenginys Wendelstein 7-X, o Prancūzijoje, Cadarache, statomas didžiausias eksperimentinis įrenginys ITER. Vykdamas W 7-X įrenginio saugos pagrindimo ir struktūrinio vientisumo vertinimo darbus aktyviai dalyvavo LEI BĮSL mokslininkai.

Šiuo metu vyksta demonstracinio branduolių sintezės reaktoriaus DEMO projektavimas, tad būtina užtikrinti, kad saugos klausimai būtų įvertinti jau šiame etape, būtų užtikrintas šio įrenginio saugumas. LEI BĮSL mokslininkai aktyviai prisideda prie DEMO reaktoriaus saugos vertinimo.

Lietuvos energetikos instituto Branduolinių įrenginių saugos laboratorijos mokslininkai įgavo patirties ir vykdo branduolių sintezės įrenginių saugos vertinimą, struktūrinę ir stipruminę analizę, įrangos patikimumo tyrimus ir neutronų pernašos tyrimus.

LEI BĮSL mokslininkų intensyviai atliekamų branduolių sintezės reaktoriuose DD ir DT reakcijų metu susidaranciu neutronų, jų sąveikos su medžiagomis ir sukkelto aktyvumo bei dalijimosi šilumos ir dozės galios procesų tyrimų duomenys yra ir bus aktualūs eksploatuojant ir projektuojant europinius branduolių sintezės įrenginius JET, ITER ir DEMO.

Gauta 2016 06 30  
Priimta 2016 08 30

## Pagrindinės branduolių sintezės tyrimų tematika paskelbtos publikacijos

1. Kaliaatka T., Kaliaatka A., Kačegavičius T., Naujoks D. Analysis of the processes in the target cooling system of the W7-X fusion experiment. *Kerntechnik*. 2010. Vol. 75. No. 5. P. 255–262.
2. Kaliaatka A., Povilaitis M., Urbonavičius E., Kaliaatka T. Analysis of the consequences of targets feeding pipe rupture in Wendelstein 7-X experimental nuclear fusion device. *The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), October 10–14, 2010, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai, China*. P. 1–12.
3. Kaliaatka A., Ušpuras E., Kaliaatka T. Pressure surge in Wendelstein 7-X experimental stellarator facility. *The 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-14), September 25–30, 2011, Toronto, Ontario, Canada*. P. 1–14.
4. Kaliaatka A., Ušpuras E., Kaliaatka T. Analysis of thermal hydraulic processes in Wendelstein 7-X experimental nuclear fusion facility. *Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2011), May 2–5, 2011, Nice, France*. P. 1996–2004.
5. Kaliaatka A., Ušpuras E., Kaliaatka T. Pressure surge in Wendelstein 7-X experimental stellarator facility. *Kerntechnik*. 2012. Vol. 77. No. 2. P. 134–140.
6. Kaliaatka T., Povilaitis M., Kaliaatka A., Urbonavičius E. Simulation of targets feeding pipe rupture in Wendelstein 7-X facility using RELAP5 and COCOSYS codes. *Journal of Fusion Energy*. 2012. Vol. 31. No. 5. P. 506–517.
7. Ušpuras E., Kaliaatka A., Kaliaatka T. Analysis of the accident with the coolant discharge into the plasma vessel of the W7-X fusion experimental

- facility. *Fusion Engineering and Design*. 2013. Vol. 88. Iss. 5. P. 304–310.
8. Dundulis G., Janulionis R., Karalevičius R. The application of leak before break concept to W7-X target module. *Fusion Engineering and Design*. 2013. Vol. 88. P. 307–313.
  9. Kaliatka T., Ušpuras E., Kaliatka A. Analysis of processes in vacuum vessel during ingress of coolant event. *The 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15), May 12–17, 2013, Pisa, Italy* (CD). P. 1–8.
  10. Stankūnas G. Experimental study of p (1 GeV)+natU fission-spallation reaction and delayed neutron measurements. *International Journal of Modern Physics E Nuclear Physics*. ISSN 0218-3013. 2013. Vol. 22. Iss. 12. P. 1–12.
  11. Stankunas G., Syme B., Popovichev S., Conroy S., Batistoni P. Safety analyses in support of neutron detector calibration operations. *The 11th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, September 16–20, 2013, Barcelona*.
  12. Voronov R., Alzbutas R. Probabilistic reliability and risk analysis for systems of fusion device. *Proceedings of the 20th Advances in Risk and Reliability Technology Symposium (AR2TS), May 21–23, 2013, Loughborough University, Loughborough, Leicestershire*, ISBN 978-1-907382611. P. 347–355.
  13. Voronov R., Alzbutas R. Application of probabilistic safety and reliability analysis for a system of fusion facility. *Energetika*. 2013. T. 59. Nr. 4. P. 183–193.
  14. Bosch H.-S., Wolf R. C., Andreeva T., Baldzuhn J., Birus D., Bluhm T., Bräuer T., Braune H., Bykov V., Cardella A., Durodié F., Endler M., Erckmann V., Gantenbein G., Hartmann D., Hathiramani D., Heimann P., Heinemann B., Hennig C., Hirsch M., Holtum D., Jagielski J., Jelonnek J., Kasperek W., Klinger T., König R., Kornejew P., Kroiss H., Krom J. G., Kühner G., Laqua H., Laqua H. P., Lechte C., Lewerentz M., Maier J., McNeely P., Messiaen A., Michel G., Ongena J., Peacock A., Pedersen T. S., Riedl R., Riemann H., Rong P., Rust N., Schacht J., Schauer F., Schroeder R., Schweer B., Spring A., Stäbler A., Thumm M., Turkin Y., Wegener L., Werne A., Zhang D., Zilker M., Akijama T., Alzbutas R., Ascasibar E., Balden M., Banduch M., Baylard Ch., Behr W., Beidler C., Benndorf A., Bergmann T., Biedermann C., Bieg B., Biel W., Borchardt M., Borowitz G., Borsuk V., Bozhenkov S., Brakel R., Brand H., Brown T., Brucker B., Burhenn R., Buscher K.-P., Caldwell-Nichols C., Cappa A., Cardella A., Carls A., Carvalho P., Cipiński Ł., Cole M., Collienne J., Czarnecka A., Czymek G., Dammertz G., Dhard C. P., Davydenko V. I., Dinklage A., Drevlak M., Drotziger S., Dudek A., Dumortier P., Dundulis G., Eeten P. V., Egorov K., Estrada T., Faugel H., Fellingner J., Feng Y., Fernandes H., Fietz W. H., Figacz W., Fischer F., Fontdecaba J., Freund A., Funaba T., Fünfgelder H., Galkowski A., Gates D., Giannone L., García Regaña J. M., Geiger J., Geißler S., Greuner H., Grahl M., Groß S., Grosman A., Grote H., Grulke O., Haas M., Haiduk L., Hartfuß H. J., Harris J. H., Haus D., Hein B., Heitzenroeder P., Helander P., Heller R., Hidalgo C., Hildebrandt D., Höhnle H., Holtz A., Holzhauser E., Holzthüm R., Huber A., Hunger H., Hurd F., Ihrke M., Illy S., Ivanov A., Jablonski S., Jaksic N., Jakubowski M., Jaspers R., Jensen H., Jenzsch H., Kacmarczyk J., Kaliatka T., Kallmeyer J., Kamionka U., Karalevičius R., Kern S., Keunecke M., Kleiber R., Knauer J., Koch R., Kocsis G., Könies A., Köppen M., Koslowski R., Koshurinov J., Krämer-Flecken A., Krampitz R., Kravtsov Y., Krychowiak M., Krzesinski G., Ksiazek I., Kubkowska M., Kus A., Langish S., Laube R., Laux M., Lazerson S., Lenartz M., Li C., Lietzow R., Lohs A., Lorenz A., Louche F., Lubyako L., Lumsdaine A., Lyssoivan A., Maaßberg H., Marek P., Martens C., Marushchenko N., Mayer M., Mendelevitch B., Mertens Ph., Mikkelsen D., Mishchenko A., Missal B., Mizuuchi T., Modrow H., Mönnich T., Morizaki T., Murakami S., Musielok F., Nagel M., Naujoks D., Neilson H., Neubauer O., Neuner U., Nocentini R., Noterdaeme J.-M., Nührenberg C., Obermayer S., Offermanns G., Oosterbeek H., Otte M., Panin A., Pap M., Paquay S., Pasch E., Peng X., Petrov S., Pilopp D., Pirsch H., Plaum B., Pompon F., Povilaitis M., Preinhaelte J., Prinz O., Purps F., Rajna T., Récse S., Reiman A., Reiter D., Rimmel J., Renard S., Rhode V., Riemann J., Rimkevičius S., Riße K., Rodatos A., Rodin I., Romé M., Roscher H.-J., Rummel K., Rummel Th., Runov A., Ryc L., Sachtleben J., Samartsev A., Sanchez M., Sano F., Scarabosio A., Schmid M., Schmitz H., Schmitz O., Schneider M., Schneider W., Scheibl L., Scholz M., Schröder G., Schröder M., Schruff J., Schumacher H., Shikhovtsev I. V., Shoj M., Siegl G., Skodzick J., Smirnow M.,



- Speth E., Spong D. A., Stadle R., Sulek Z., Szabó V., Szabolcs T., Szetefi T., Szökefalvi-Nagy Z., Tereshchenko A., Thomsen H., Thumm M., Timmermann D., Tittes H., To K., Tournianski M., Toussaint U., Tretter J., Tulipán S., Turba P., Uhlemann R., Urban J., Urbonavičius E., Urlings P., Valet S., Van Eester D., M. Van Schoor M., Vervier M., Viebke H., Vilbrandt R., Vrancken M., Wauters T., Weissgerber M., Weiß E., Weller A., Wendorf J., Wenzel U., Windisch T., Winkler E., Winkler M., Wolowski J., Wolters J., Wrochna G., Xanthopoulos P., Yamada H., Yokoyama M., Zacharias D., Zajac J., Zangl G., Zarnstorf M., Zeplien H., Zolotnik S., Zuin M. Technical challenges in the construction of steady-state stellarator Wendelstein 7-X. *Nuclear Fusion*. 2013. Vol. 53. No. 12. P. 1–16.
15. Kaliaatka T., Ušpuras E., Kaliaatka A. Modeling of water ingress in to vacuum vessel. *Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering ICONE22, July 7–11, 2014, Prague, Czech Republic*. P. 6.
16. Stankūnas G., Syme D. B., Popovichev S., Conroy S., Batistoni P. Safety analyses in support of neutron detector calibration operations at JET. *Fusion Engineering and Design*. 2014. Vol. 89. P. 2204–2209.
17. Abhangi M., Stankūnas G., Zychor I. Overview of the JET results. *Nuclear Fusion*. Vol. 55. No. 10. P. 1–14.
18. Stankūnas G., Batistoni P., Sjöstrand H., Conroy S. Measurements of fusion neutron yields by neutron activation technique: Uncertainty due to the uncertainty on activation cross-sections. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A*. 2015. Vol. 788. P. 168–172.
19. Kačėgavičius T., Urbonavičius E. Modelling of Ingress of Coolant Event into Vacuum Experiments with ASTEC Code. *Journal of Fusion Energy*. 2015. Vol. 34. Iss. 2. P. 320–325.
20. Povilaitis M., Kačėgavičius T., Urbonavičius E. Simulation of the ICE P1 test for a validation of COCOSYS and ASTEC codes. *Fusion Engineering and Design*. 2015. Vol. 94. P. 42–47.
21. Urbonavičius E., Kaliaatka T. Thermal-hydraulic assessment of W7-X plasma vessel venting system in case of 40 mm in-vessel LOCA. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2015. Vol. 2015, Article ID 240368, P. 1–9.
22. Kontautas A., Urbonavičius E. Accession of Lithuanian energy institute to nuclear fusion researches. *The 6th International Renewable Energy Congress (IREC), March 24–26, 2015, Sousse-Tunisia*. P. 4.
23. Alzbutas R., Voronov R. Reliability and safety analysis for systems of fusion device. *Fusion Engineering and Design*. 2015. Vol. 94. P. 31–41.
24. Alzbutas R., Voronov R. RAMI and PSA application for efficiency of fusion device. *The 25th European Safety and Reliability Conference (ESREL), September 7–10, 2015, ETH Zurich, Switzerland*. London: Taylor & Francis Group. P. 287–295.
25. Kaliaatka T., Ušpuras E., Kaliaatka A. Modelling of water ingress into vacuum vessel experiments using RELAP5 code. *Journal of Fusion Energy*. 2015. Vol. 34. Iss. 2. P. 216–224.
26. Kaliaatka T., Ušpuras E., Kaliaatka A. Integrated assessment of thermal hydraulic processes in W7-X fusion experimental facility. *The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), August 30 – September 4, 2015, Chicago, IL, USA*. P. 6517–6529.
27. Kačėgavičius T., Povilaitis M. The integral analysis of 40 mm diameter pipe rupture in cooling system of fusion facility W7-X with ASTEC code. *Fusion Engineering and Design*. 2015. Vol. 101. P. 141–147.
28. Povilaitis M., Kačėgavičius T., Urbonavičius E. Simulation of the ICE P1 test for a validation of COCOSYS and ASTEC codes. *Fusion Engineering and Design*. 2015. Vol. 94. P. 42–47.
29. Stankūnas G., Tidikas A., Pereslavstev P., Catalánc J., Garcia R., Ogando F., Fischer U. Activity inventories and decay heat calculations for a DEMO with HCPB and HCLL blanket modules. *Fusion Engineering and Design*. 2016. Vol. 109–111, Part A. P. 347–352.
30. Kaliaatka T., Ušpuras E., Kaliaatka A. Modelling of pressure increase protection system for the vacuum vessel of W7-X device. *Fusion Engineering and Design*. 2016. Vol. 109–111, Part A. P. 114–118.
31. Dongiovanni D. N., Iešmantas T. Failure rate modeling using fault tree analysis and Bayesian network: DEMO pulsed operation turbine study case. *Fusion Engineering and Design*. 2016. Vol. 109–111, Part A. P. 613–617.

Eugenijus Ušpuras, Sigitas Rimkevičius,  
Egidijus Urbonavičius, Algirdas Kaliatka,  
Gintautas Dundulis, Robertas Alzbutas,  
Gediminas Stankūnas, Mindaugas Vaišnoras,  
Virginijus Vileiniškis, Mantas Povilaitis, Tadas Kaliatka,  
Remigijus Janulionis, Renatas Karalevičius,  
Roman Voronov, Tomas Iešmantas, Tomas Kačėgavičius

#### NUCLEAR FUSION RESEARCH AT LITHUANIAN ENERGY INSTITUTE

##### *Summary*

Until Ignalina NPP was operational, most research activities at the Nuclear Installation Safety Laboratory (NISL) of the Lithuanian Energy Institute (LEI) were directed towards resolving of safety issues of nuclear power plants. Since 2006, LEI NISL researchers have become involved in research on nuclear fusion. Nuclear fusion is a process when two light nuclei, e. g. hydrogen isotopes deuterium and tritium, fuse together to form a new nucleus of helium, and during this process a huge amount of energy is released. Such process takes place in the stars, and scientists of the world are thinking how to control it and make use of it on the Earth.

In 2006, LEI NISL researchers implemented only a small project related with one of the safety aspects of ITER reactor; however, further LEI researchers increased their participation and became involved in new research areas: neutron transport, reliability of equipment, structural integrity of different structures, etc. Already in 2013, LEI NISL researchers together with other European research centres were developing a roadmap on how to achieve that nuclear fusion could be used for energy production by 2050. This roadmap became a basis for Horizon 2020 programme EUROfusion project, which is co-ordinated by a research centre Max-Planck Institut für Plasmaphysik (Germany). This project is the largest not only in financial sense, but it is also the most ambitious research and innovation project of European Union.

This article presents a short review of each topic where LEI NISL researchers have performed research since 2006. At the end of the article, there is a list of the main publications by LEI NISL researchers.

**Keywords:** nuclear fusion, safety assessment, neutron transport, reliability of equipment, structural integrity research