



1/4  
22

ročník 3 [68] 2022

V tomto čísle vám představíme Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky. V medailonku významných osobností zavzpomínáme na doktora Richarda Klímů, mezinárodně uznávaného odborníka na fyziku plazmatu. Seznámíme vás s trendy v oblasti termonukleární fúze, s českou stopou v mezinárodním projektu ITER a s tokamakem GOLEM, prostředkem pro vzdělávání. Detailně se zaměříme na výzkum materiálů první stěny pro ITER a urychlovačovou hmotnostní spektrometrii. Vysvětlíme vám, co je účelem laboratoře LOCA a jak funguje technologie HELCZA v plném provozu. Těšit se můžete na druhou část článku o jaderných zdrojích pro vesmír, další díl seriálu o vzniku a historii státního dozoru nad jadernou bezpečností a další příspěvky.

**jaderná  
energie**

**jadrová  
energia**

# Jaderná energie

## Jadrová energia

Základní úlohou časopisu „Jaderná energie/Jadrová energia“ je přispívat k úrovni kultury jaderné bezpečnosti. Časopis je psaný v českém a slovenském jazyce, vědecké a odborné články, abstrakty a anotace též v anglickém jazyce. Časopis vychází čtyřikrát ročně nákladem 450 výtisků a v elektronické podobě, která je volně dostupná na adrese [jadernaenergie.online](http://jadernaenergie.online)

### OBSAH ČASOPISU JE ZAMĚŘEN NA:

- jadernou bezpečnost a radiační ochranu s důrazem na ochranu životního prostředí, zdraví profesionálních pracovníků a obyvatelstva,
- výzkum, vývoj a nové technologie,
- provoz a výstavbu jaderných elektráren,
- zpracování a ukládání radioaktivních odpadů,
- aplikace radioizotopů a ionizujícího záření,
- aktuální informace z dozorných orgánů,
- vzdělávání a rozvoj know-how.

### Vydavatel:

Centrum výzkumu Řež s.r.o.  
Hlavní 130, Řež  
250 68 Husinec  
Česká republika  
IČO: 26722445

Úrad jadrového dozoru SR  
Bajkalská 27  
P.O.Box 24  
820 07 Bratislava  
Slovenská republika  
IČO: 30844185

### Redakční rada:

Ing. Aleš John, MBA – předseda  
Ing. Daneš Burket, Ph.D., doc. Ing. Václav Dostál, Ph.D., Ing. Jiří Duspiva, PhDr. Tomáš Ehler, MBA,  
Ing. Miroslav Hrehor, Ing. Jiří Hůlka, prof. Ing. Jan John, CSc., Ing. František Pazdera, CSc.,  
Ing. Alena Rosáková, prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc., Mgr. Petr Šuleř, Ing. Radek Trtílek,  
Ing. Zdeněk Típek, Mgr. Miriam Vachová, Mgr. Ilona Vysoudilová, RNDr. Marek Vyšinka, Ph.D.,  
RNDr. Vladimír Wagner, CSc., Ing. Jan Zdebor, CSc.

### Grafika, sazba, jazykové korektury a tisk:

TOP Partners, s.r.o.  
Classic 7 Business Park  
Jankovcova 49  
170 00 Praha 7  
Česká republika

### Redakce:

Michal Šafránek – šéfredaktor  
[redakce@jadernaenergie.online](mailto:redakce@jadernaenergie.online)  
+420 775 374 384  
Ing. Jiří Kuf, Ing. Jan Procházka,  
Jan Trejbal.

### Adresa redakce:

Centrum výzkumu Řež s.r.o.  
Hlavní 130, Řež  
250 68 Husinec  
Česká republika

### Registrace MK ČR

Časopis Jaderná energie/Jadrová energia  
byl zapsán do evidence periodického tisku  
Ministerstva kultury České republiky a bylo  
mu přiděleno evidenční číslo MK ČR E 4671.  
ISSN 2694-9024

### Číslo 1/2022, ročník 3 [68]

Vychází 20. 1. 2022

# editorial

Vážení a milí čtenáři,

máme za sebou velmi turbulentní období. Společnost se ještě ani nestihla vzpamatovat z následků covidové pandemie a téměř celou Evropu zasáhla další rána v podobě energetické krize. Nedostatek zdrojů, vysoká poptávka, ceny emisních povolenek a řada dalších negativních faktorů vyhnaly ceny elektrické energie na historické maximum. Ačkoliv se v letošním roce očekává postupná stabilizace trhu s energiemi, odborníci se shodují, že spotřebitelské ceny, na které jsme byli zvyklí z posledních let, se už nevrátí.

Českou republiku, stejně jako ostatní státy Evropské unie, totiž čeká velmi náročná a nákladná transformace energetiky, kterou zatím nikdo nedokáže rámcově vyčíslit. Nejasnosti stále panují i v oblasti uznání jádra jako bezemisního zdroje energie. Počátkem ledna sice na veřejnost pronikla zpráva Evropské komise o plánovaném zařazení jádra mezi udržitelné zdroje, počáteční nadšení ale brzdí navrhovaná taxonomie, která může být pro Českou republiku z dlouhodobého hlediska riziková.

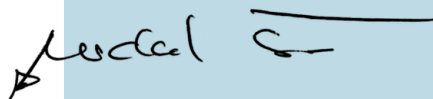
Jednoznačně pozitivní zprávou naopak je, že vládní kabinet Petra Fialy, který v polovině ledna získal důvěru Poslanecké sněmovny, jednoznačně podporuje rozvoj jaderné energetiky u nás a dostavbu Dukovan vnímá jako jednu z hlavních priorit. Díky letošnímu předsednictví ČR v radě EU si vláda slibuje výhodnější pozici při vyjednávání, prosadit naše energetické zájmy ale nebude kvůli odporu některých členských států asi vůbec jednoduché.

Je zřejmé, že jaderná energetika bude v následujících letech důležitým politickým a společenským tématem nejen v České republice. To je pro nás další impulz k práci na budoucnosti našeho časopisu. V tomto kontextu nás samozřejmě těší i stále stoupající počet našich čtenářů. V loňském roce překročil počet registrovaných odběratelů elektronické verze hranici 500 a o 10 % jsme navýšili i náklad tištěné verze. Stejně jako loni, i v letošním roce se můžete těšit na čtyři čísla nabitá informacemi z oblasti jaderné energetiky a mírového využívání jaderné energie. Doufáme, že nám zachováte svou přízeň.

Dovolte mi, abych vám jménem redakce, redakční rady a vydavatelů popřál úspěšný a poklidný rok 2022.

**Michal Šafránek**

šéfredaktor



# obsah

<u>představujeme</u>		
	<b>Ústav fyziky plazmatu – historie a současnost</b>	<b>04</b>
	Doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.	
<u>medailonek významných osobností</u>		
	<b>Ing. Richard Klíma, DrSc.</b>	<b>12</b>
	Radomír Pánek a Ladislav Krlín	
<u>jaderná bezpečnost a radiační ochrana</u>		
	<b>Urychlovačová hmotnostní spektrometrie z perspektivy jaderné bezpečnosti</b>	<b>14</b>
	Mgr. Miroslav Dočkal	
<u>výzkum, vývoj a nové technologie</u>		
	<b>Jaderná fúze: budoucnost jaderné energetiky</b>	<b>20</b>
	Ing. Slavomír Entler, Ph.D.	
	<b>Výskum materiálů prvej steny pre ITER</b>	<b>28</b>
	Prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc., Ing. Peter Domonkoš, PhD.	
	<b>Zařízení HELCZA v plném provozu</b>	<b>34</b>
	Ing. Daneš Burket, Ph.D.	
	<b>Fúzní elektrárny a jejich tepelná schémata</b>	<b>40</b>
	Ing. Jan Syblík, Ing. Jan Štěpánek, Ph.D.	
	<b>Česká stopa v projektu ITER</b>	<b>44</b>
	Ing. Slavomír Entler, Ph.D., doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.	
	<b>Využití vodíkových technologií k peak shavingu jaderných reaktorů</b>	<b>52</b>
	Ing. Anna Tocháčková, Ing. Petra Dvořáková Ruskayová, Ing. Martin Šilhan, Ph.D., MBA	
	<b>LOCA laboratory in Research Centre Řež</b>	<b>56</b>
	Bc. Lukáš Procházka, Ing. Michaela Rabochová	
	<b>Tokamak GOLEM: vzdělávání jako klíč k úspěchu k dosažení velkých cílů</b>	<b>62</b>
	Ing. Vojtěch Svoboda, CSc.	
<u>okno do historie</u>		
	<b>Z knihy o historii jaderné energetiky (9. část)</b>	<b>68</b>
	Ing. Zdeněk Kříž	
	<b>Přínos prof. Ing. Františka Dubšeka, DrSc. k vývoji článkových parních generátorů pro JE</b>	<b>72</b>
	Prof. Ing. Oldřich Matal, CSc. a Ing. Jiří Sobotka	
<u>zajímavosti z domova i ze světa</u>		
	<b>Jaderné zdroje energie pro vesmír (2. díl – jaderné reaktory)</b>	<b>76</b>
	RNDr. Vladimír Wagner, CSc.	
<u>aktuality</u>		
	<b>Opustil nás Ing. Pavel Kovář (Miroslav Hrehor)</b>	<b>84</b>

04

## **Ústav fyziky plazmatu - historie a současnost**

Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., je veřejná výzkumná instituce, součást Akademie věd České republiky. Zabývá se studiem fyziky plazmatu, souvisejících procesů a jejich využitím a výzkumem řízené termojaderné fúze. Článek představuje aktivity ústavu a jeho hlavní významné činnosti.

Doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.

28

## **Výskum materiálů prvej steny pre ITER**

Hlavným cieľom výskumu bolo sledovanie radiačnej degradácie materiálov prvej steny ITERu pomocou techník pozitronovej anihilačnej spektroskopie (PAS). Vybrané zliatiny na báze medi s onachením CuCrZr a CuAl25 a predurčením na odvod tepla z prvej steny a divertoru boli vystavené vysokým úrovniám toku fúzných neutrónov.

Prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.,  
Ing. Peter Domonkoš, PhD.

44

## **Česká stopa v projektu ITER**

Československo se k projektu ITER připojilo v prosinci 1989. Změna politické orientace země v roce 1989 vedla k ukončení účasti Československa v projektu. V roce 1999 byla podepsána asociační dohoda EURATOM-IPP.CR, na jejímž základě byla vytvořena výzkumná skupina IPP.CR.

Ing. Slavomír Entler, Ph.D.,  
doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.

62

## **Tokamak GOLEM: vzdělávání jako klíč k úspěchu k dosažení velkých cílů**

Tokamak GOLEM se stal vzdělávacím zařízením pro domácí i zahraniční studenty prostřednictvím vzdáleného přístupu. Budoucí specialisté v oblasti fúzních technologií zde mohou studovat širokou škálu úloh s různou úrovní složitosti pokrývající fyziku, technologii a operování reálného tokamaku.

Ing. Vojtěch Svoboda, CSc.

# Ústav fyziky plazmatu - historie a současnost

**Doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.**

Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky

Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. je veřejná výzkumná instituce, součást Akademie věd České republiky. Zabývá se studiem fyziky plazmatu, souvisejících procesů a jejich využitím a výzkumem řízené termojaderné fúze. Článek představuje aktivity ústavu a jeho hlavní významné činnosti. Jednotlivá vědecká oddělení ústavu se zaměřují na řízení termojaderného slučování, využití elektrických výbojů, interakci plazmatu s jinými skupenstvími hmoty, likvidaci odpadů v proudu plazmatu, procesy plazmového stříkání, výzkum a vývoj v oblasti ultrapřesné a speciální optiky a řešení dalších problémů souvisejících s plazmatem.

The Institute of Plasma Physics is a public research institution, part of the Czech Academy of Sciences. It deals with the study of plasma physics, related processes and their use, and research into controlled thermonuclear fusion. The article presents the activities of the institute and its main important activities. The individual scientific departments of the institute focus on the control of thermonuclear fusion, the use of electric discharges, plasma interactions with other states of matter, waste disposal in plasma streams, plasma spraying processes, research and development in ultra-precision and special optics and other plasma-related problems.

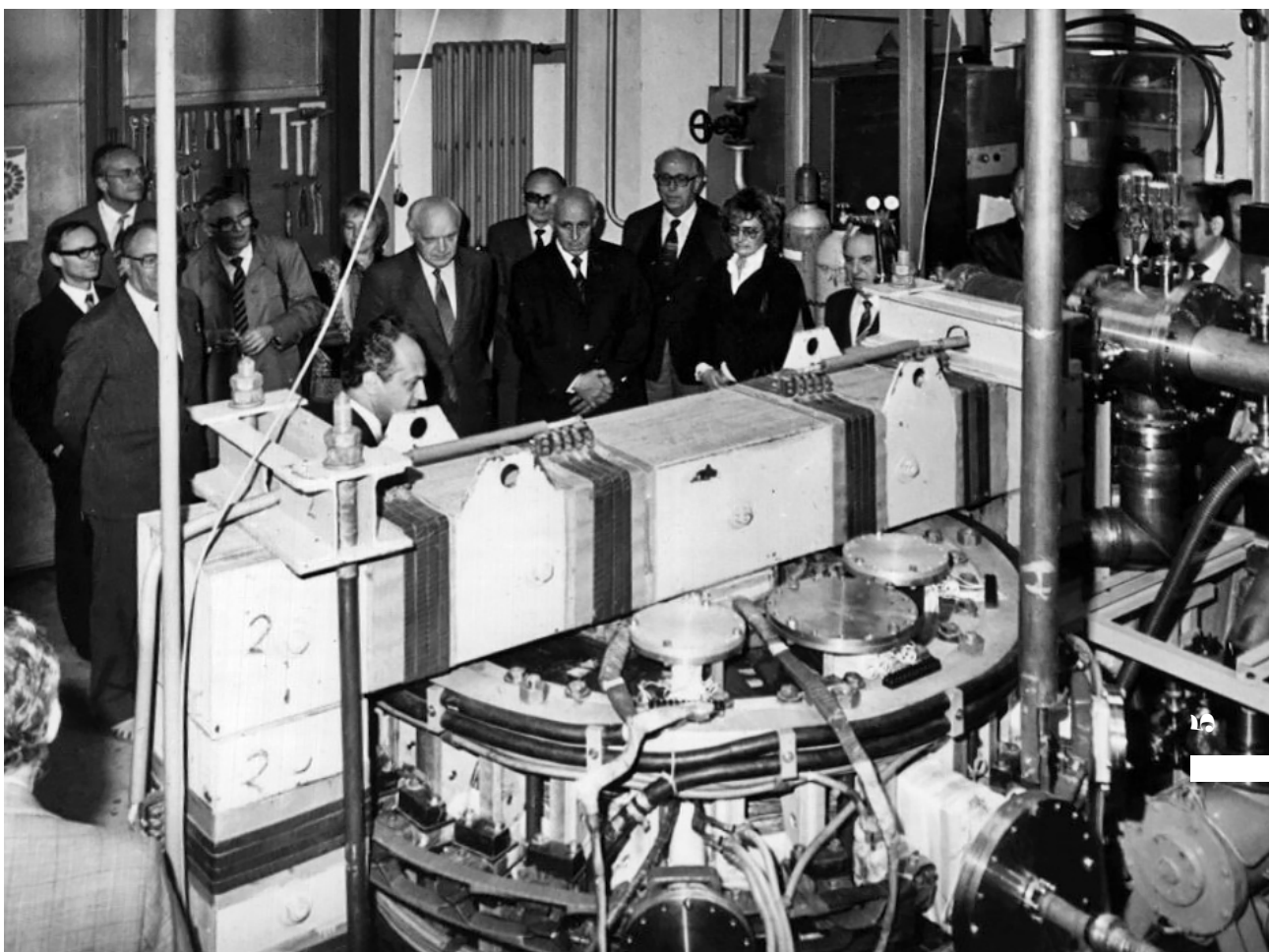
Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. vznikl v roce 1959 rozhodnutím Prezidia Československé akademie věd. Za svou existenci prošel řadou reorganizací, změn výzkumné náplně, několika změnami adresy (včetně změny názvu), mnoha stěhováními. V současnosti působí jako veřejná výzkumná organizace zřízená Akademií věd ČR. Ústav si za léta své existence vybudoval nezpochybnitelné místo ve vědecké komunitě jak doma, tak i v zahraničí – a to nejen v tom nejbližším. V následujících odstavcích jsou připomenuty důležité okamžiky historie ústavu i jeho současné aktivity.

Plazma tvoří přes 99 % zářící hmoty ve Vesmíru. Na Zemi se vyskytuje zřídka, nicméně je důležitým objektem vědeckého výzkumu pro své mimořádné vlastnosti a široké využití, a to od téměř ideálního zdroje energie pomocí řízené termojaderné fúze přes nejrůznější lékařské, biologické a ekologické aplikace až po vytváření nových materiálů.

V roce 1958 se v Ženevě pod patronací Organizace spojených národů konala II. konference „Mírové využití atomové energie“, kde poprvé

veřejně zazněla do té doby utajovaná představa o řízené termojaderné fúzi jako zdroji energie. Téma bylo natolik závažné, že díky iniciativě tehdejšího ředitele Výzkumného ústavu vakuové elektrotechniky (VÚVET) Ing. Jana Váni byla za podpory vedení ČSAV ve VÚVET vyčleněna padesátičlenná skupina, aby 1. ledna 1959 založila Ústav vakuové elektroniky (ÚVE) Československé akademie věd s Ing. Váňou jako ředitelem. Ještě téhož roku byl nový ústav Prezidiem ČSAV pověřen koordinací termojaderného výzkumu v Československu.

Vědeckým programem prvních tří let činnosti ÚVE byla fyzika a technika kruhových urychlovačů částic. Na Světové výstavě EXPO 58 v Bruselu získal betatron s energií 1,5 MeV, vyvinutý pracovníky VÚVET, zlatou medaili. Problematiku převzal nově založený ústav a již v roce 1959 zahájily Laboratorní přístroje pod vedením nového ústavu výrobu betatronů pro defektoskopii – jeho poslední verze (OSTRON 22 MeV) ještě v roce 2007 prozařovala tlusté ocelové výrobky v provozech Škody Plzeň. V roce 1960 pak ústav ve spolupráci s Chiranou zahájil vývoj lékařského betatronu.



■ | Obr. 1: Slavnostní spuštění tokamaku TM-1-MH v roce 1977 |

Tyto betatrony se vyznačovaly malou poruchovostí a nízkou cenou a používala je řada nemocnic v ČR (např. ještě v roce 2002), než byly postupně nahrazeny lineárními urychlovači. ÚVE (později i Ústav fyziky plazmatu) po celou dobu existence betatronů poskytoval uživateli odbornou pomoc.

Dalším tématem nového ústavu byl vývoj mikrovlnného generátoru pro radiolokátor, zejména snaha zkrátit jím generované vlnové délky na 3 cm; k tomu měl sloužit betatron s energií 1,9 MeV. Zhotovit mikrovlnnou strukturu, která z elektronového svazku extrahuje záření na milimetrových vlnách, se tehdy nepodařilo a projekt skončil funkčním vzorkem synchrotronu s postupnou vlnou. Nicméně myšlenka využít shluky relativistických elektronů jako zdroje záření silně připo-

míná dnešní lasery na volných elektronech a předběhla tak úroveň tehdejších znalostí o více než 20 let.

Mezitím rychle rostl zájem o studium vysokoteplotního plazmatu, což se projevilo i přejmenováním ÚVE v roce 1963 na Ústav fyziky plazmatu (ÚFP). Plazma se stalo nosným programem a postupně byly rozvíjeny dva hlavní směry výzkumu zabývající se vzájemným působením vysokofrekvenčního (vř) elektromagnetického pole a plazmatu. V prvním směru bylo vř pole ve formě nestabilit buzeno elektronovým svazkem vstříkovaným do plazmatu, v druhém případě bylo vř pole na plazma aplikováno z vnějších zdrojů. V obou případech bylo plazma izolováno od stěn vnějším magnetickým polem. Ukázalo se, že badatelská orientace byla tehdy zvolena nanejvýš

prozíravě. Umožnila, aby se ústav během své historie mohl věnovat oběma dnes ve světě nejpokročilejším přístupům k řízení termojaderné fúzi – magnetickému a inerciálnímu udržení plazmatu.

### **INTERAKCE VNĚJŠÍHO VYSOKOFREKVENČNÍHO POLE A VYSOKOTEPLTNÍHO PLAZMATU - TOKAMAK**

V roce 1963 navštívil Prahu jeden z otců tokamaku – ruský akademik L. A. Arcimovič – a zahájil etapu úspěšné a dlouholeté spolupráce českých a ruských vědců. V 50. a 60. letech se světové centrum výzkumu fyziky plazmatu nacházelo především na východ od Československa. Slibně se rozvinula spolupráce ÚFP s Ústavem atomové energie a Fyzikálním ústavem v Moskvě, Ústavem jaderné fyziky v Novosibirsku, ústavu v Charkově, Leningradu (dnešním Petrohradu), Suchumi. Inspirativní atmosféru v ÚFP v Praze využil A. B. Michalovskij pro sepsání významného dvousvazkového díla „Teorie nestabilit plazmatu“. Ve druhé polovině 60. let začaly být navazovány i první kontakty s pracovišti na západ od nás.

Normalizace po roce 1968 však kontakty s evropskými centry, jako byly britský Culham, německý Garching či Rijnhuizen v Holandsku, v podstatě přerušila. Po emigraci deseti pracovníků ÚFP (včetně tří vedoucích oddělení) kontakty ústavu se západní vědou zprostředkovávaly pouze časopisy a sporadická účast na konferencích. Jedinou možností pro zahraniční výjezd zůstala cesta na východ. Přesto i v této těžké době vznikla v ústavu řada významných prací.

Sedmdesátá léta, která řadě vědeckých pracovníků přinesla např. normalizační jednorocní pracovní smlouvy bez možnosti vyjet kamkoli, ani do SSSR, charakterizuje v ÚFP stavba relativně velkých experimentálních zařízení v obou stěžejních odděleních. V roce 1976 bylo na toroidálním zařízení INTERMEZZO prokázáno buzení proudu vysokofrekvenčními elektromagnetickými vlnami, čímž se potvrdil dřívější významný a často citovaný výsledek teoretiků ÚFP o předávání impulsu vln do plazmatu. Pokračováním úspěšných prací o působení vln na plazma pak byla vlnová

struktura, kompletně vyvinutá a vyrobená v ÚFP, která na supravodivém tokamaku T-7 v Moskvě v roce 1982 generovala tehdy světově rekordní neinduktivně buzený proud 150–200 kA po dobu 50 ms.

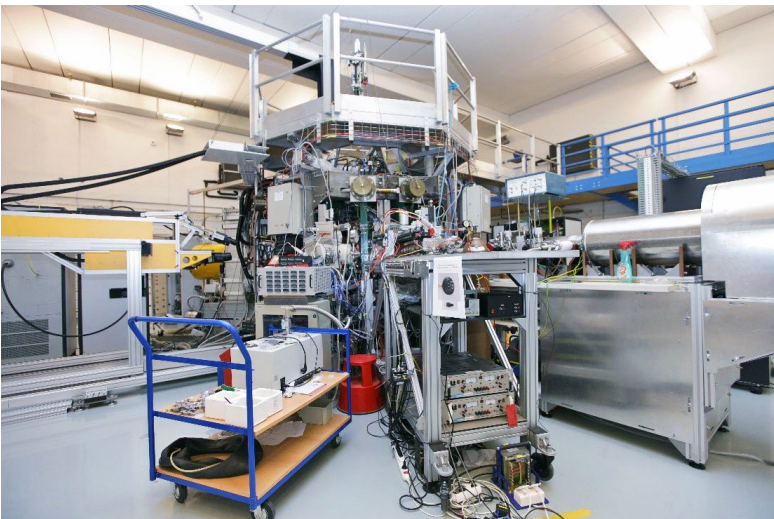
V roce 1975 byl ústavu darován tokamak TM-1-MH, který v Kurčatovově ústavu pro atomovou energii v Moskvě sloužil k výzkumu adiabatického ohřevu plazmatu stlačovaného magnetickým polem a k výzkumu ohřevu vlnami, což byla oblast, již se ÚFP v této době intenzivně zabýval. V letech 1983–1985 byl tento tokamak kompletně přebudován a spuštěn pod názvem CASTOR (Czechoslovak Academy of Science TORus). Současně bylo v letech 1985–1990 dodáno 36 supravodivých magnetů pro gyrotrony za 33 mil. Kčs do Kurčatovova ústavu pro moderní moskevský tokamak T-15. Magnety byly majetkem ÚFP, který je pak v roce 1995 ruské straně daroval.

Na tokamaku CASTOR bylo např. prokázáno neinduktivní buzení proudu do 10 kA a při kombinovaném buzení proudu bylo pozorováno snížení úrovně fluktuací okrajového plazmatu. Výzkum turbulence okrajového plazmatu se pak stal nosným programem CASTORu a tvořil styčné místo mezi malými a velkými tokamaky ve světě. Postupně se rozvinula intenzivní mezinárodní spolupráce, a to nejen s pracovníky z bývalého SSSR, NDR, Rumunska, Maďarska, ale i Francie, Itálie a dalších zemí. Práce na tokamaku CASTOR byly ukončeny v roce 2007, kdy byl darován FJFI ČVUT v Praze. Tam je v současné době využíván k výuce studentů, tentokrát pod názvem GOLEM.

### **ASOCIACE EURATOM IPP.CR**

ÚFP přispěl teoretickými studiemi k projektu Mezinárodního termojaderného reaktoru ITER již v roce 1985. V průběhu 90. let pak ústav postupně rozšiřoval svou účast v řadě evropských aktivit v oblasti jaderné fúze. Přirozeným završením této spolupráce bylo proto formální přistoupení k fúznímu programu Evropského společenství pro atomovou energii (EURATOM), který koordinuje výzkum v Evropě jak v oblasti fyziky vysokoteplotního plazmatu, tak i fúzních technologií. V prosinci 1999 byla podepsána asociační dohoda





Obr. 2: Tokamak COMPASS

a Ústav fyziky plazmatu se jako nositel této dohody stal koordinátorem termojaderného výzkumu v rámci ČR. Byla vytvořena, stejně jako v jiných evropských zemích, tzv. Association Euratom s označením IPP.CR a ÚFP byl pověřen koordinací její výzkumné činnosti. V roce 2013 byla ukončena existence těchto asociací a toto schéma bylo nahrazeno založením největšího evropského vědeckého konsorcia EUROfusion, v jehož rámci byl ÚFP opět pověřen koordinací české „Research unit“, kterou tvoří také Centrum výzkumu Řež, Matematicko-fyzikální fakulta Univerzity Karlovy, Fakulta jaderná a fyzikálně-inženýrská ČVUT, Ústav jaderné fyziky AV ČR a Ústav fyziky materiálů AV ČR.

Aktivní účast v evropských strukturách umožnila výrazně prohloubit mezinárodní integraci českého výzkumu a vývoje v oblasti jaderné fúze a podpořila i vývoj a dodávky systémů a technologií z ÚFP pro stavbu mezinárodního termojaderného experimentálního reaktoru ITER.

### **TOKAMAK COMPASS**

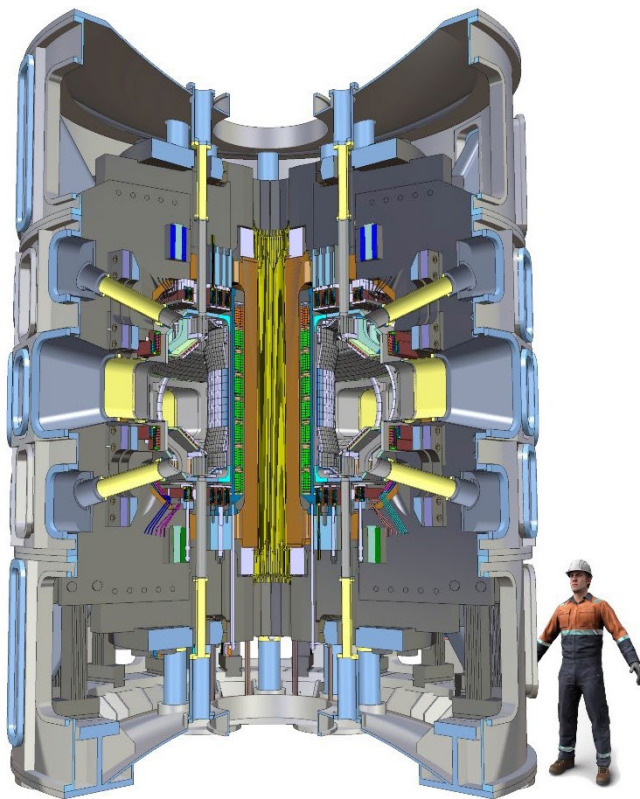
V roce 2006 získal ÚFP v rámci evropské spolupráce od anglického výzkumného ústavu UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Authority – dnes Culham Centre for Fusion Energy, CCFE) tokamak COMPASS. 1. dubna 2008 byl za účasti představitelů EURATOM, UKAEA, vlády a Parlamentu České republiky, vedení AV ČR a akademické

obce tokamak COMPASS, umístěný v nově postavené budově v areálu AV ČR Mazanka v Praze, slavnostně inaugurován.

Stavba nových budov a vývoj potřebných nových systémů tokamaku byly dokončeny v rekordním čase necelých tří let. Po komplexních technických zkouškách byl tokamak uveden do plného fyzikálního provozu na počátku roku 2009. V následujících letech byl vybaven dalšími novými unikátními zařízeními pro dodatečný ohřev plazmatu (vstřík vysokoenergetických neutrálních svazků) a diagnostiku (Thomsonův rozptyl, systémy sond atd.). Začala tak velmi úspěšná etapa výzkumu v oblasti vysokoteplotního plazmatu a jaderného slučování, která pro ústav znamenala významný jak vědecký, tak i personální rozvoj.

### **TOKAMAK COMPASS UPGRADE**

V roce 2015 započala příprava projektu nového tokamaku, který byl nazván COMPASS Upgrade. Cílem bylo navrhnout zcela nové experimentální zařízení, které bude představovat jeden z klíčových světových tokamaků k řešení hlavních výzev spojených s konstrukcí prototypu fúzního energetického reaktoru DEMO. Charakteristickými vlastnostmi tokamaku COMPASS Upgrade bude schopnost udržet plazma pomocí vysokého magnetického pole o velikosti až 5 Tesla a generovat proud v plazmatu až 2 MA s teplotou vakuové komory až 500 °C. Tokamak bude konsorciální zařízení evropského konsorcia EUROfusion pro vývoj technologie tekutých kovů pro fúzní aplikace. Projekt získal finanční podporu v roce 2018, jeho konstrukční návrh již úspěšně prošel oponenturou mezinárodního expertního panelu a řada jeho systémů se již vyrábí po celém světě. Mezitím došlo v loňském roce k ukončení provozu tokamaku COMPASS, aby uvolnil experimentální prostory pro nový tokamak, jehož instalace je plánována na roky 2023–2024 a první plazma na počátek roku 2025.



Obr. 3: Řez tokamakem COMPAS Upgrade |

### INTERAKCE VNITŘNÍHO VYSOKOFREKVENČNÍHO POLE A VYSOKOTEPLNÍHO PLAZMATU - IMPULSNÍ PLAZMOVÉ SYSTÉMY

Studium druhé varianty interakce vln v pole a nehomogenního plazmatu zahájily v dnešním Oddělení impulsních plazmových systémů ústavu experimenty ELMAN I a ELMAN II, které používaly nerelativistický elektronový svazek. Získané zkušenosti byly využity v roce 1975 při konstrukci zařízení REBEX (Relativistic Electron Beam Experiment). Díky tomuto zařízení a mimořádně úspěšným předchozím výsledkům výzkumu v oblasti nestabilit systému elektronový svazek-plazma se ve světě rozšířil neoficiální název „Pražská svazková škola“. Na experimentu REBEX byla ukázána možnost měnit podélný profil energie deponované svazkem v plazmatu, emisní a absorpční spektroskopie čáry H-alfa poukázala na zcela neočekávaný ohřev iontů, byl prokázán nestacionární charakter virtuální katody a rozpracována teorie silné Langmuirovy turbulence.

Po ukončení práce na aparatuře REBEX byly některé její uzly použity jako součásti nového experimentálního zařízení CAPEX (Capillary Experiment), ve kterém rychlý výboj v argonu plněné kapiláře generoval stimulované rentgenové záření. Tyto práce byly významnou součástí mezinárodního výzkumu silnoproudých impulsních výbojů v rámci „International Centre for Dense Magnetized Plasma“ (ICDMP), které bylo založeno v roce 1999 pod patronací UNESCO. CAPEX byl v provozu až do roku 2018.

V dnešním Oddělení impulsních plazmových systémů byl ve spolupráci s I. interní klinikou VFN a 1. lékařskou fakultou Univerzity Karlovy rovněž vyvinut generátor rázových vln pro litotrypsi – bezkontaktní drcení ledvinových a žlučových kamenů.

V současné době se do této oddělení zaměřuje na studium plazmatu vytvářeného pomocí impulsních vysokonapěťových elektrických výbojů v plynech a kapalinách a jeho aplikace. Základní efekty provázející takové výboje jsou jednak plazmochemické (např. disociace větších molekul na jednodušší molekuly nebo atomy a jejich excitace a ionizace) a také fyzikální (např. generace rázových vln). Tyto efekty jsou cíleně řízeny k dosažení požadovaných specifických účinků. Hlavní studovaná témata jsou elektrické výboje v kapalinách a na rozhraní plyn/kapalina, fokusované rázové vlny v kapalinách a nerovnovážné elektrické výboje v plynech za atmosférického tlaku.

Obr. 4: Plazmové stříkání pomocí vodou stabilizovaného plazmového hořáku



### **PLAZMOCHEMICKÉ TECHNOLOGIE A NOVÉ MATERIÁLY**

V roce 1978 bylo v ÚFP vytvořeno nové Oddělení aplikované fyziky plazmatu, které se zabývalo studiem oblastí fyziky výbojového plazmatu, plazmochemie, fyziky a inženýrství povrchů, fyziky tenkých vrstev a vakuové technologie. Tenkovrstvé materiály (např. různé nitridy, oxidy) byly připravovány nekonvenčními procesy ve výbojovém plazmatu různého typu – především v tzv. magnetronech. Toto oddělení však bylo politickým rozhodnutím v roce 1983 převedeno do Fyzikálního ústavu tehdejší ČSAV. Mezitím, v roce 1981, byla k ústavu přičleněna poměrně velká skupina pracovníků tehdejšího Aquacentra, zabývající se technologiemi spojenými s vodou stabilizovaným plazmovým hořákem – plazmatronem. V první polovině 90. let proto bylo vytvořeno Oddělení termického plazmatu a byl zahájen intenzivní výzkum fyzikálních vlastností vodou stabilizovaného plazmatronu, složení a vlastnosti proudu „vodního“ (tedy kyslíko-vodíkového) plazmatu, studium fluktuací oblouku atd. Výsledky přinesly významnou modifikaci konstrukce plazmového hořáku – byl navržen a vyroben plazmatron WSP 500 a později hybridní plazmatron WSP-H, využívající ke stabilizaci elektrického oblouku vodu a argon. Plazmatrony jsou patentově chráněny a úspěšně probíhá jejich komercializace.

V roce 2018 bylo zrušeno oddělení Termického plazmatu a založeno oddělení Plazmochemických technologií, které svoji výzkumnou činnost zaměřilo na oblast plazmové gazifikace aplikované na likvidaci zejména nebezpečných odpadů. Pro gazifikaci jsou využívány

unikátní plazmové hořáky, které byly v ÚFP vyvinuty. Plazmová gazifikace, reformování metanu a dekompozice odpadů představují velmi slibné směry, které v budoucnu významně přispějí k řešení zásadního společenského problému, který bude odpad představovat.

V roce 1985 v ÚFP zahájilo činnosti oddělení zabývající se výzkumem plazmově deponovaných materiálů. Hlavní vědeckou náplní oddělení Materiálového inženýrství je podrobná charakterizace materiálů vzniklých interakcí proudu termického plazmatu s pevnou nebo kapalnou fází. To je nezbytným základem pochopení fyzikálních a chemických procesů, kterými lze buď zásadně modifikovat „klasické“ materiály nebo připravit nové netradiční materiály pro speciální užití. V současné době se toto oddělení také významně specializuje na výzkum materiálů pro první stěnu a divertorové terče fúzních reaktorů, např. funkčně-gradované materiály.

V roce 2012 byla otevřena nová Laboratoř plazmových technologií jako detašované pracoviště tohoto oddělení. Laboratoř je vybavena mimo diagnostických metod také systémem pro přípravu plazmových nástřiků pomocí plazmatronu i zařízením Spark Plasma Sintering pro slinování prášků.

### **BADATELSKÉ CENTRUM PALS - LASEROVÉ PLAZMA**

V roce 1997 převzala Česká republika z Ústavu kvantové optiky Maxe Plancka v Garchingu u Mnichova v té době druhý největší laserový systém v Evropě a pátý největší na světě – nanosekundový fotodisociační jodový laser Asterix IV. Ve velmi krátké době pro něj byla



Obr. 5: Pohled do laserové haly laseru PALS |

vystavěna speciální samostatná laserová hala, její interakční část byla vybavena unikátní dvojitou interakční komorou a laser byl pod novým jménem PALS (Prague Asterix Laser System) uveden do plného provozu v roce 2000. Od té doby jako velká evropská výzkumná infrastruktura slouží desítkám domácích i zahraničních vědců ročně. V roce 2011 byla v rámci infrastruktury PALS dobudována femtosekundová laboratoř s výkonným titan-safírovým laserem. Ústav fyziky plazmatu AV ČR a Fyzikální ústav AV ČR využívají infrastrukturu PALS v rámci společného pracoviště „Badatelské centrum PALS“ založeného již v roce 1999. PALS je zakládajícím členem konsorcia „LASERLAB-EUROPE“, jež od roku 2004 sdružuje 25 nejvýznamnějších evropských laserových laboratoří. Společně s nimi se zaměřuje na experimentální i teoretické studium a aplikace plazmatu vytvářeného pulzními výkonovými laserovými svazky. Od roku 2011 je PALS začleněn do národní cestovní mapy velkých výzkumných infrastruktur.

V současné době se oddělení zaměřuje na problematiku inerciální fúze (generace silných rázových kompresních vln, vliv různých plazmových nestabilit atd.), na interakci nabitých částic s hmotou při extrémních podmínkách a na astrofyzikální aplikace.

## TOPTEC

1. ledna 2006 byl ÚFP rozšířen o do té doby samostatné Vývojové optické dílny AV ČR v Turnově s cca 20 pracovníky. Toto optické vývojové pracoviště vzniklo v 80. letech pro potřeby mezinárodního programu Interkosmos. Turnov nebyl zvolen náhodně – je to místo s velkou tradicí v oblasti optiky. Ačkoliv řada výrobků optické skupiny v Turnově byla unikátní, světový vývoj šel rychle kupředu a technické možnosti skupiny zaostávaly. Proto bylo v roce 2009 rozhodnuto vedením ÚFP podat projekt do Operačního programu VaVpl a pracoviště zásadně modernizovat. Projekt v soutěži uspěl a vzniklo Centrum speciální optiky a optoelektroniky TOPTEC. Od dokončení projektu v roce 2013 se TOPTEC postupně stal jedním z nejvýznamnějších center výzkumu a vývoje optických a optoelektronických prvků na evropské úrovni. Specializuje se na spolupráci s průmyslovými partnery a v posledních letech se zaměřuje na kosmický výzkum a řeší řadu projektů Evropské kosmické agentury ESA. V nedávné době odstartovala ke Slunci mise SOLAR ORBITER, která na své palubě nese části koronografu vyvinuté a vyrobené v TOPTECU.

Obr. 6: Nová hlavní budova  
ÚFP dokončená v roce 2021



## ZÁVĚR

Ústav představuje moderní výzkumnou instituci, která je unikátní šíří svého záběru v oblasti výzkumu plazmatu. Zaměřuje se na vysoce aktuální témata jako je vývoj zdroje energie na principu jaderné fúze, gazifikace odpadů pomocí plazmatu, biomedicínské aplikace, studium astrofyzikálních problémů nebo vývoj speciálních optických systémů pro kosmické aplikace. Všechna tato témata jsou řešena v rozsáhlé národní i mezinárodní spolupráci a ústav je vyhledávaným mezinárodním partnerem. ÚFP provozuje dvě velké národní infrastruktury PALS a COMPASS a připravuje instalaci nového tokamaku COMPASS Upgrade. Ústav je také aktivní v oblasti vzdělávání a výchovy nové generace vědeckých pracovníků a v úzké spolupráci s vysokými školami se podílí na výuce na ČVUT, UK a dalších univerzitách.

## doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.

panek@ipp.cas.cz



Absolvent Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy, kde následně obhájil disertační a habilitační práci. Působil ve funkci vedoucího oddělení Tokamak a byl odpovědný za projekt tokamaku COMPASS. Od roku 2015 je ředitelem Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, kde také vede projekt nového tokamaku COMPASS-U. V roce 2020 byl jmenován do funkce místopředsedy Správní rady a předsedy Technického poradního panelu Evropského společného podniku Fusion for Energy, který zajišťuje evropskou část projektu ITER s rozpočtem 12 miliard eur. Reprezentuje Evropu ve Vědecké radě projektu ITER a v programovém výboru nového japonsko-evropského tokamaku JT60-SA. Ve své vědecké práci se zabývá zejména technologií fúzních zařízení, interakcí vln s plazmatem, fyzikou okrajového plazmatu či vývojem pokročilých diagnostik. Přednáší na Matematicko-fyzikální fakultě UK a Fakultě jaderné a fyzikálně-inženýrské ČVUT v Praze.

# Ing. Richard Klíma, DrSc.

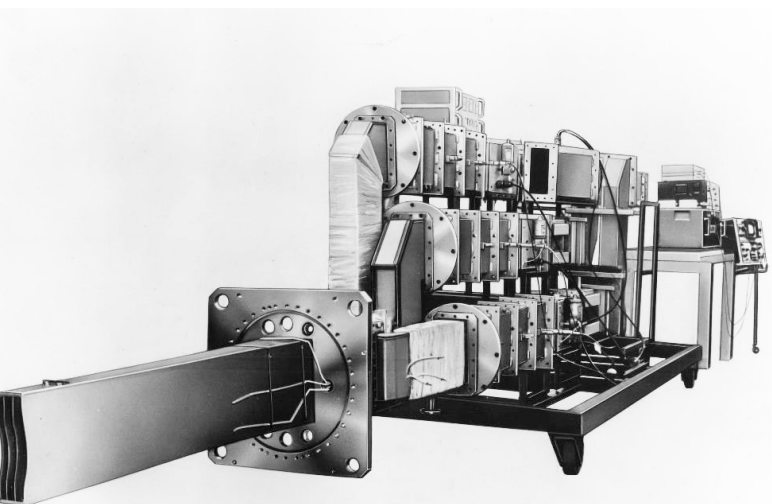
## (1932- 2009)

Ing. Richard Klíma, DrSc. byl vynikající a mezinárodně uznávaný odborník v oblasti fyziky plazmatu. Richard Klíma po gymnaziálních studiích absolvoval Elektrotechnickou fakultu ČVUT a nastoupil jako aspirant do Ústavu vakuové elektrotechniky Tesla Hloubětín, kde začal pracovat v oddělení kruhových urychlovačů. Jeho zaměřením byla interakce nabitých částic s vysokofrekvenčním polem. Pracoval pod vedením Dr. Miloše Seidla a už ve své kandidátské práci projevoval nevšední nadání. Po přechodu do nově založeného Ústavu fyziky plazmatu (ÚFP) Československé akademie věd se zaměřil na ohřev plazmatu vysokofrekvenčními poli a později na aplikaci tohoto ohřevu v plazmatických toroidálních systémech. Nejdříve to byl experiment INTERMEZZO a později tokamak CASTOR. Richard Klíma byl teoretikem, ale trvale se angažoval

také v interpretaci experimentů s tzv. dolně-hybridními vlnami (Lower-Hybrid Waves – LHW), které byly prováděny na experimentálních zařízeních v ÚFP více než 20 let. Kromě experimentů v ÚFP se významně podílel i na návrzích experimentů na zahraničních tokamacích a na rozbořech jejich výsledků.

Mezinárodní prestiž získal objevem možnosti generace toroidálního proudu tokamaku neinduktivní cestou – absorpcí dolně hybridní vlny v plazmatu tokamaku. Ukázal, že díky asymetrii absorpce této vlny vzniká i asymetrie tvaru rozdělovací funkce elektronů, projevující se vznikem elektrického proudu. Položil tak, společně s N. J. Fischem (USA), základní kámen výzkumu neinduktivní generace tzv. vlečeného elektrického proudu v toroidálních systémech typu tokamak.

Za pomoci anténního systému vyrobeného v ÚFP v Praze podle jeho návrhu bylo v roce 1980 na supravodivém tokamaku T-7 v Ústavu atomové energie v Moskvě dosaženo tehdy rekordní hodnoty 200 kA proudu neinduktivně generovaného vysokofrekvenční vlnou. Protože dosavadní způsob generace elektrického proudu tekoucího plazmatem tokamaků indukci transformátorem (což je impulsní proces) představoval z hlediska požadavku na trvalý provoz energetických reaktorů principiální problém, vystupuje přínos Richarda Klímy k teorii neinduktivní generace proudu vysokofrekvenční vlnou tím více do popředí. Richard Klíma má významnou zásluhu na tom, že tokamaky jsou v dnešní



Anténní systém podle návrhu R. Klímy pro generování elektrického proudu v tokamaku T-7

době považovány za koncept, který bude využit při realizaci prvních fúzních elektráren. Z jeho dalších teoretických prací lze jmenovat především studium nelineárních efektů interakce intenzivních vln s plazmatem, zejména ponderomotivních jevů, a popis dalších procesů probíhajících v termionukleárních reaktorech založených na systému tokamaku. Jako jeho poslední významný příspěvek lze uvést interpretaci příčiny neočekávaně velkého spektrálního rozšíření LHW pozorovaného na tokamaku CASTOR. Tento fakt (tzv. „spectral gap filling“) je jedním z možných vysvětlení často pozorované nezávislosti účinnosti generace elektrického proudu na typu antény vysílající dolně-hybridní vlnu do plazmatu tokamaku.

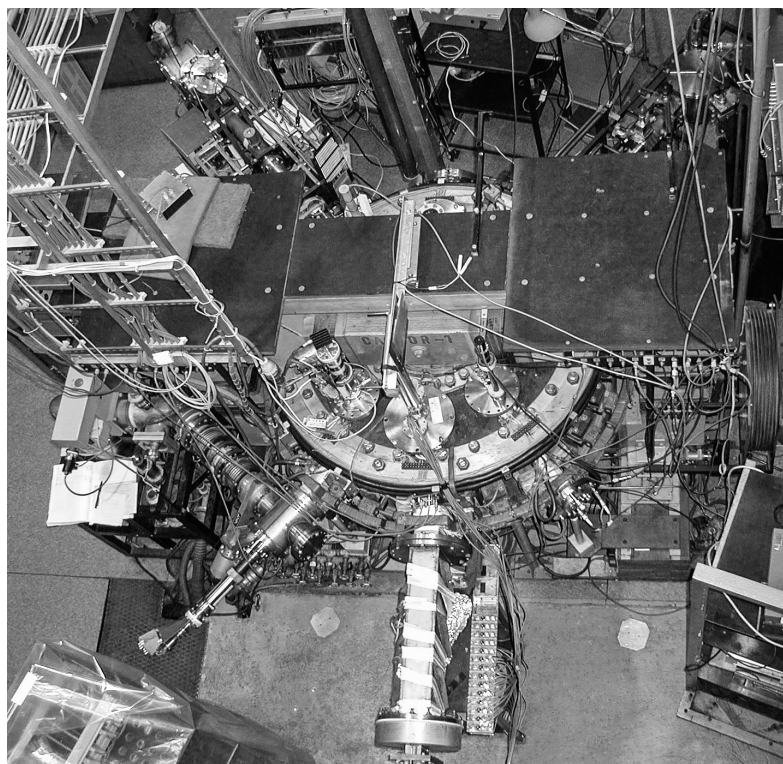
Richard Klíma byl skvělým školitelem studentů a mladých začínajících vědeckých pracovníků, kteří pod jeho vedením absolvovali vědeckou aspiranturu. Lze říci, že se kolem něj vytvořila kvalitní Pražská škola teorie plazmatu. Měl až vášnivě rád vědu. Byl pověstný svým exaktním přístupem k teoretickým problémům fyziky plazmatu a byl uznávaným arbitrem při důležitých diskuzích, týkajících se teorie i experimentu v tokamacích i celkového zaměření ústavu.

Richard Klíma nepochybně patřil k těm vědeckým osobnostem, po kterých zůstává v oboru jejich působení nesmazatelná stopa.

Radomír Pánek a Ladislav Krlín



Tokamak CASTOR vznikl kompletním přebudováním původního tokamaku TM-1-MH, byl v Ústavu fyziky plazmatu zprovozněn v roce 1985



# Urychlovačová hmotnostní spektrometrie z perspektivy jaderné bezpečnosti

**Mgr. Miroslav Dočkal**

Ústav jaderné fyziky Akademie věd České republiky

V zajišťování jaderné bezpečnosti má spektrometrický monitoring nezastupitelné místo. Jde především o kontrolu výpustí a okolí jaderných elektráren, radioaktivních odpadů a okolí jejich úložišť a rovněž o analýzy v rámci Záruk o nešíření jaderných zbraní. I samy spektrometrické metody se ale rychle vyvíjejí. Nejcitlivější z těchto metod je dnes urychlovačová hmotnostní spektrometrie (AMS). V roce 2021 byl v režském Ústavu jaderné fyziky AV ČR nainstalován první urychlovačový hmotnostní spektrometr v ČR, od švýcarského výrobce IonPlus. Článek detailněji popisuje výhody a využitelnost AMS pro zmíněný monitoring, uvádí také příklady ze zahraničí. Zřízení a budoucí provoz české AMS laboratoře je hlavním výstupem projektu RAMSES.

Spectrometric monitoring has an indispensable position in ensuring nuclear safety. This mainly concerns the control of discharges from and in the vicinity of nuclear power plants, radioactive waste and the area around its repositories, as well as the control of the NPT (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons) Safeguards. Nowadays, the most sensitive spectrometric method is accelerator mass spectrometry (AMS). In 2021, the first accelerator mass spectrometer in the Czech Republic was installed at the Nuclear Physics Institute of the CAS. The paper describes the advantages and usability of AMS for the spectrometric monitoring, it also gives examples from abroad. The establishment and future operation of the first Czech AMS laboratory is the main output of the RAMSES project.

V zajišťování jaderné bezpečnosti má spektrometrický monitoring nezastupitelné místo. Jde především o kontrolu výpustí a okolí jaderných elektráren, radioaktivních odpadů a okolí jejich úložišť, jednak o analýzy v rámci Záruk o nešíření jaderných zbraní. I samy spektrometrické metody se ale rychle vyvíjejí – zejména směrem k vyšší rychlosti, větší detailnosti a schopnosti získat patřičné informace i z velmi malých vzorků.

Nejcitlivější z těchto metod je dnes urychlovačová hmotnostní spektrometrie AMS (z angl. Accelerator Mass Spectrometry). V současné době ve světě pracuje kolem 150 AMS urychlovačů, nejvíce z nich v Evropě. S odstupem pak následují USA, Japonsko a Čína.

Nyní na tento seznam přibyla i Česká republika – tým švýcarského výrobce IonPlus nainstaloval v roce 2021 v jedné z budov Ústavu jaderné fyziky AV ČR v Řeži nedaleko Prahy první urychlovačový hmotnostní spektrometr v ČR.

Obr. 1: Pro AMS laboratoř byla přebudována střední část urychlovačového komplexu ÚJF AV ČR v režském areálu







Obr. 2: Urychlovačový hmotnostní spektrometr MILEA po instalaci v Řeži

### MILEA UMOŽNÍ MĚŘENÍ RŮZNÝCH IZOTOPŮ NA JEDNOM STROJI

MILEA (Multi-Isotope Low-Energy AMS) je kompaktním a provozně úsporným víceúčelovým zařízením s pracovním napětím do 0,3 MV, v duchu současných tendencí k využívání menších zařízení s nižším napětím. Výrobce využil při konstrukci komponentů od špičkových subdodavatelů evropských i mimoevropských – zmiňme jen, že jednou z klíčových součástí zařízení MILEA je i vakuová komora od společnosti Vakuum Praha. Multiizotopová AMS zařízení, jako je právě MILEA, umožňují na jednom stroji měření různých radioizotopů s dlouhým poločasem rozpadu: především  $^{14}\text{C}$ , který bude v projektu RAMSES převládat, kosmogenních nuklidů  $^{10}\text{Be}$  a  $^{26}\text{Al}$ , dále  $^{41}\text{Ca}$  (biomedicínské aplikace),  $^{129}\text{I}$  (měření poměru štěpných produktů  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  probíhalo v minulých letech i v ČR na biomonitoroch z okolí JE Temelín) a izotopů aktinoidů (Th, U, Pu a dalších). Kompaktní zařízení zabírá jen  $6,7 \times 3,6$  m podlahové plochy.

### POUŽITÍ AMS V JADERNÉ ENERGETICE

Kromě toho, že je AMS schopna detekovat nuklidy i z malého vzorku, například rostlinného, díky své vysoké rozlišovací schopnosti rovněž velmi dobře určí zdroj. AMS umí odlišit, zda jsou detekované stopy aktinoidů přirozeného nebo lidského (antropogenního) původu. A více než to – napomáhá určit, odkud pocházejí, jak pokud jde o místo, tak pokud jde o způsob, jakým vznikly. Je schopna stanovit vzájemné poměry jednotlivých izotopů, což je u konvenčních radiometrických metod v takto malém vzorku téměř nemožné, a tak získat jakési „otisky prstů“ (z angl. fingerprints), z nichž lze původ identifikovat. Každá jaderná elektrárna a v ní používané jaderné materiály se totiž vyznačují nejen určitými izotopy aktinoidů, ale i jejich vzájemnými poměry. Možný zdroj je schopno identifikovat například simultánní měření antropogenních izotopů  $^{233}\text{U}/^{236}\text{U}$  – výskyt prvního z nich je zhruba o dva řády méně hojný než výskyt druhého.



Obr. 3: MILEA využívá segmenty od různých subdodavatelů, včetně české společnosti Vakuum Praha

To činí AMS velmi dobře využitelnou pro určování, z které elektrárny pochází případná kontaminace, případně i z kterého procesu (běžného provozu, mimořádné události, odstavení z provozu), případně zda bylo zdrojem něco zcela jiného – likvidace vyhořelého paliva a převoz, utajené zpracování použitého jaderného paliva na vojensky využitelný materiál. Velkou výhodou je výrazně vyšší rychlost analýzy oproti konvenčním metodám.

Vzhledem k menším vzorkům a rychlosti je AMS oproti konvenčním metodám vhodnější i pro samotné pracovníky analyzující vzorky, protože je vystavuje nižší radiační expozici.

Metoda AMS již byla v jaderné energetice vícekrát využita, například při měření jaderného odpadu ze španělských jaderných elektráren v dlouhodobém projektu spolupráce španělských vědců se společností ENRESA, odpovědnou za nakládání s radioaktivními odpady v této zemi. Jak se při tomto mě-

ření ukázalo, může AMS poskytnout klíčové informace o heterogenitě vzorků, které jsou v mnoha případech pro klasifikaci odpadu vysoce relevantní. Metodou AMS byla pomocí devíti monitorovacích a jedné pozadřové stanice měřena i přítomnost  $^{14}\text{C}$  v ovzduší ve dvoukilometrovém pásmu kolem maďarské jaderné elektrárny Pakš. Analýza byla provedena na menším AMS zařízení MICADAS, které provozuje ústav HEKAL v Debrecínu a jehož výrobcem je společnost Ion Plus, která vyrobila rovněž zařízení MILEA pro českou AMS laboratoř.

#### **ZA DATOVÁNÍM $^{14}\text{C}$ STOJÍ LABORATOŘ CRL**

Vybudování první české AMS laboratoře předcházela dlouhá příprava. Již od roku 2011 byla na pracovišti laboratoře CRL v Praze na Bulovce, která jako jediná v ČR zajišťuje radiometrické datování pomocí izotopu  $^{14}\text{C}$ , postupně zaváděna analytická metoda preparace mikrovzorků, která převádí uhlík ze

Obr. 4: Jednou z hlavních osobností projektu RAMSES je Ivo Světlík, vedoucí radiouhlíkové laboratoře CRL, který analyzoval i vzorky z okolí českých jaderných elektráren

vzorku do formy elementárního uhlíku (grafitu), vhodného pro měření AMS zařízením, a vyvíjena linka na tuto preparaci. Výsledkem bylo dobré zvládnutí postupu přípravy vzorků pro AMS měření, ke kterým se ale vzorky musely až do této chvíle posílat do zahraničních AMS zařízení – zejména do ústavu HEKAL v maďarském Debrecínu, s CRL spolupracovala ovšem i bratislavská CENTA (Centre for Nuclear and Accelerator Technologies) Fakulty matematiky, fyziky a informatiky Univerzity Komenského, či vzdálené AMS laboratoře z Arizony (USA) i Číny.

Laboratoř CRL společně provozují ÚJF AV ČR s Archeologickým ústavem AV ČR Praha a část jejich pracovníků se nyní přesune do nové AMS laboratoře v Řeži.

V běžném provozu jaderných elektráren s lehkovodními tlakovými reaktory (PWR), mezi které patří i obě české (JE Dukovany i JE Temelín), je právě  $^{14}\text{C}$  nejvýznamnějším radionuklidem uvolňovaným do ovzduší a odpovědným za největší část dávkové zátěže okolního obyvatelstva. Z hlediska radiační ochrany je jeho význam srovnatelný pouze s tritiem (pro stanovení organicky vázaného tritia OBT používá CRL laboratoř upravenou aparaturu na spalování vzorků ke konvenčním analýzám  $^{14}\text{C}$ ). Zvýšený obsah  $^{14}\text{C}$  v oblasti kolem našich elektráren je sice na hranici statistické prokazatelnosti, přesto je nutné pravidelné sledování výпустí elektráren a rovněž jejich přírodního okolí (bioty) – především zemědělských plodin, i dalších zejména jednoletých rostlin. Pokud je použita metoda AMS, lze navíc sledovat rovněž letokruhy dřevin, a tak i vývoj distribuce  $^{14}\text{C}$  několik desetiletí nazpět. Výпустí elektráren a biota kolem nich jsou z hlediska obsahu  $^{14}\text{C}$  sledovány ve většině zemí s jadernou energetikou, přičemž jsou výsledky srovnávány s místy neovlivněnými místním provozem jaderných zařízení.

Oproti konvenčním metodám snižuje AMS nejistoty výsledku analýzy na polovinu až



čtvrtinu. Konvenční radiometrická metoda vzhledem k dlouhému poločasu přeměny  $^{14}\text{C}$  (5 730 let) umožňuje během tří až čtyř dnů pozorovat radioaktivní přeměnu jen miliontiny atomů  $^{14}\text{C}$  obsažených v měřeném vzorku, AMS během desítek minut zaznamená několik procent atomů  $^{14}\text{C}$  ve vzorku. Radiometrické metody proto potřebují poměrně velké, obvykle několikogramové vzorky k dosažení přijatelně nízké nejistoty analýzy  $^{14}\text{C}$ , zatímco AMS umí datovat vzorky o hmotnosti jednotek miligramů či desítek mikrogramů. AMS, jako hmotnostně spektrometrická metoda, totiž nečeká na radioaktivní přeměny atomů vzorku, ale počítá přímo atomy daného radionuklidu přítomné ve vzorku.

### **SMLOUVA O NEŠÍŘENÍ JADERNÝCH ZBRANÍ**

Další možnou významnou oblastí využití AMS jsou analýzy při kontrole dodržování Smlouvy o nešíření jaderných zbraní (NPT), zabráňující i nedovolenému a nekontrolovanému pohybu těchto zbraní a materiálů s těmito zbraněmi spojených. Klíčovou světovou organizací v oblasti jaderné bezpečnosti je Mezinárodní agentura pro atomovou energii (MAAE), která sleduje rovněž dodržování zmíněné smlouvy, uzavřené roku 1968. Zkušenosti z první války v Perském zálivu na počátku 90. let 20. století ale ukázaly, že „má-li mezinárodní zárukový systém úspěšně fungovat i nadále, musí být schopen odhalit i nedeklarované jaderné materiály a utajované činnosti související s jejich



Obr. 5: Strojovna zabírající celé jedno patro nové budovy využívá nejmodernější metody rekuperace odpadního tepla

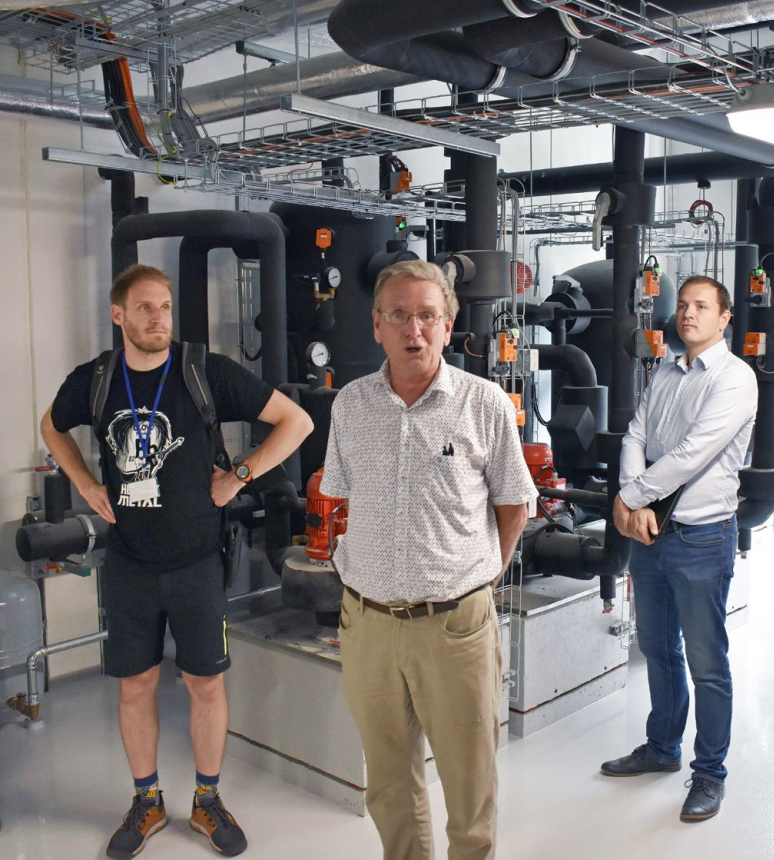
nelegálním využitím“ (citujeme z materiálu SÚJB). Proto MAAE s jednotlivými zeměmi uzavřela zejména v průběhu 90. let dodatkové protokoly. Dodatkový protokol k dohodě mezi ČR a MAAE o uplatňování záruk na základě Smlouvy o nešíření jaderných zbraní byl podepsán v roce 1997 a v témže roce přijal Parlament ČR tzv. Atomový zákon, který zohlednil i tuto problematiku včetně zahrnutí požadavků na vedení evidence a provádění kontroly jaderných materiálů. Jednotlivé státy, které podepsaly dodatkové protokoly, zavedly na jeho základě Státní systém evidence a kontroly jaderných materiálů (SSAC). V ČR je rolí SSAC pověřeno Oddělení pro kontrolu nešíření jaderných zbraní Státního úřadu pro jadernou bezpečnost (SÚJB).

AMS je mimořádně vhodnou metodou k měření některých aktinoidů a štěpných produktů, uvolňovaných lidskou činností do životního prostředí. Jde zejména o pozůstatky minulých testů jaderných zbraní, výrobu a přepracování jaderného paliva a nehody jaderných

zařízení. Každá z těchto činností vytváří izotopy plutonia, uranu a dalších nuklidů v odlišných vzájemných množstevních poměrech. Ty lze následně využít k jejich identifikaci – jak jsme již zmínili, představují jakési „otisky prstů“ zmíněných činností. To má velký význam pro dodržování záruk zmíněné smlouvy NPT – mimo jiné proto, že některé způsoby přepracování jaderného paliva mohou vést k produkci vojensky využitelných materiálů. Z aktinidů bude nová AMS laboratoř stanovovat především izotopy uranu (zejména  $^{236}\text{U}$ ), plutonia (Pu), americia ( $^{241,243}\text{Am}$ ) a neptunia ( $^{237}\text{Np}$ ), ze štěpných produktů zejména izotopy jódu ( $^{129}\text{I}$ ).

#### RAMSES A CANAM

Vybudování a provozování první české AMS laboratoře je výsledkem projektu RAMSES. Pod tímto akronymem se skrývá plný název „Výzkum ultrastopových izotopů a jejich využití v sociálních a environmentálních vědách urychlovačovou hmotnostní spektrometrií“. Projekt, financovaný Ministerstvem školství,



Obr. 6: Zleva pracovník CRL laboratoře (a budoucí pracovník AMS laboratoře) Jakub Trubač, vedoucí manažer projektu RAMSES Martin Matějka a zástupce ředitele ÚJF AV ČR Ondřej Svoboda při exkurzi v technickém zázemí budovy



Obr. 7: Předsedkyně AV ČR Eva Zažímalová s ředitelem ÚJF AV ČR Petrem Lukášem a klíčovým vědeckým pracovníkem projektu RAMSES Janem Kučerou před speciálním prostorem v budově AMS, tzv. čistou laboratoří

mládeže a tělovýchovy ČR a Evropskými strukturálními a investičními fondy v rámci operačního programu Vývoj, výzkum a vzdělávání, je veden ÚJF AV ČR. Jeho partnery jsou Archeologický ústav AV ČR Praha (ARÚP) a Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT v Praze (FJFI). RAMSES zároveň rozšíří výzkumnou infrastrukturu Centra urychlovačů a jaderných analytických metod (CANAM), která dnes sdružuje tři řežské urychlovače ÚJF AV ČR – lineární urychlovač Tandetron 4130 MC a dva

kruhové urychlovače, starší U-120M a jen před několika lety instalovaný TR-24, spolu s neutronovými kanály instalovanými u výzkumného jaderného reaktoru LVR-15, provozovaného Centrem výzkumu Řež.

Tato práce byla finančně podpořena MŠMT v rámci projektu reg. č. CZ.02.1.01/0.0/0.0/16\_019/0000728 (akronym RAMSES).

Foto: ÚJF AV ČR, SSČ AV ČR

#### Reference:

- [1] Němec M., Ing., Ph.D.: Stanovení vybraných radionuklidů metodou urychlovačové hmotnostní analýzy (habilitační přednáška na FJFI ČVUT). [online] [cit. 26. 12. 2021]. Dostupné z: <https://portal.cvut.cz/wp-content/uploads/2017/04/HP2015-24-Nemec.pdf>
- [2] Fejgl M., Černý R., Světlík I., Tomášková L.: Stanovení  $^{14}\text{C}$  s využitím urychlovačové hmotnostní spektrometrie (AMS). [online] [cit. 26.12.2021]. Dostupné z: [http://www.ekomonitor.cz/sites/default/files/filepath/prezentace/11\\_fejgl.pdf](http://www.ekomonitor.cz/sites/default/files/filepath/prezentace/11_fejgl.pdf)
- [3] Světlík I., Dreslerová D., Tomášková L.: Postupy zpracování vzorků a radiouhlíkové datování. Dostupné z: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/41/084/41084175.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/41/084/41084175.pdf?r=1&r=1)
- [4] Světlík I., Černý R., Fejgl M., Tomášková L.: Využití a porovnání metod stanovení  $^{14}\text{C}$  / Stanovení  $^{14}\text{C}$  s využitím urychlovačové hmotnostní spektrometrie. Dostupné z: [http://www.ekomonitor.cz/sites/default/files/filepath/prezentace/10\\_svetlik.pdf](http://www.ekomonitor.cz/sites/default/files/filepath/prezentace/10_svetlik.pdf)
- [5] Světlík I., Povínek P., Pachnerová Brabcová K. (eds.): ENVIRA 2019 Proceedings. DOI: <https://doi.org/10.14311/ENVIRA.2019>. Dostupné z: <http://www.ujf.cas.cz/export/sites/ujf/content/files/RAMESSES/Envira-2019-Proceedings.pdf>
- [6] Podstránky „Státní systém evidence a kontroly JM“ a „Výkon kontroly nešíření jaderných zbraní“ ze sekce „Nešíření jaderných zbraní“ na webu SÚJB. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/nesireni-jadernych-zbrani/>
- [7] Valášek M.: Stanovování uhlíku-14 v plynných výpustech z jaderné elektrárny Temelín a jeho distribuce v životním prostředí. Diplomová práce 2007. Jihočeská univerzita v Českých Budějovicích, Zdravotně sociální fakulta. Dostupné z: <https://theses.cz/id/sbbim7/402488>

## Mgr. Miroslav Dočkal



dockal@ujf.cas.cz

Absolvent Fakulty sociálních věd Univerzity Karlovy v Praze a Filozofické fakulty Univerzity Palackého v Olomouci. Věnoval se technické žurnalistice, od roku 2017 je manažerem pro publicitu Ústavu jaderné fyziky AV ČR v. v. i. a jeho velkých projektů, včetně projektu RAMSES. Články o tématech souvisejících s činností ÚJF a recenze na popularizační literaturu z oblasti fyziky publikuje v Československém časopise pro fyziku, Jemné mechanice a optice, Letectví a kosmonautice i v dalších titulech.

# Jaderná fúze: budoucnost jaderné energetiky

**Ing. Slavomír Entler, Ph.D.**

Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky

Jaderná energie má jako jediný energetický zdroj potenciál účinně snížovat emise skleníkových plynů a zpomalit tak globální oteplování. V současnosti prosazované obnovitelné zdroje energie budou hrát v energetice důležitou roli, avšak jadernou energetiku nemohou nahradit. Energetické využití jaderné fúze umožní, aby jaderná energetika dosáhla úplné bezpečnosti jaderných zdrojů a zbavila se dlouhodobého radioaktivního odpadu.

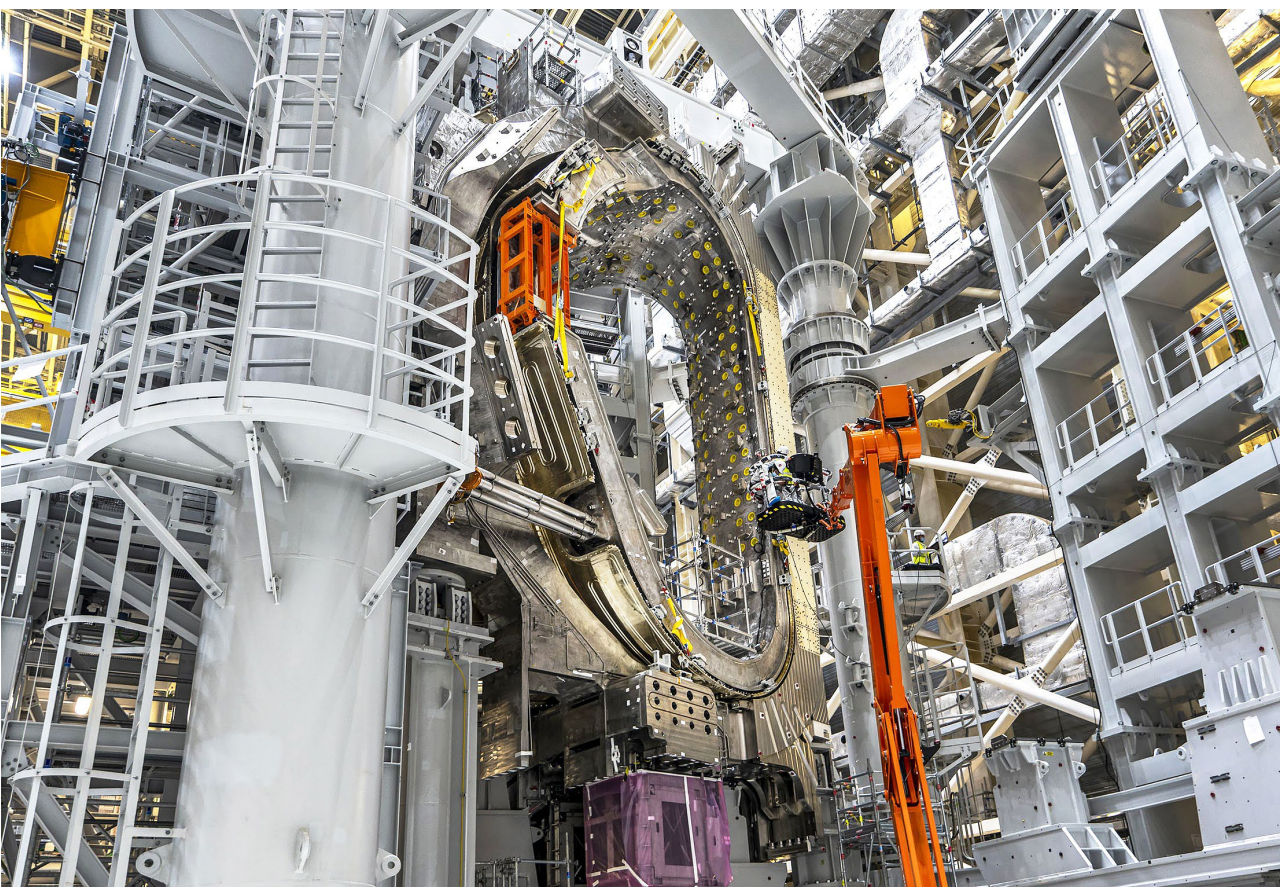
Nuclear power is the only energy source with the potential to effectively reduce greenhouse gas emissions and thus slow global warming. Renewable resources, currently being promoted, will play an important role in the energy sector, but cannot replace nuclear power. Fusion power will enable the nuclear power industry to achieve full safety of nuclear sources and to get rid of long-term radioactive waste.

## JADERNÉ ZDROJE

Jaderné zdroje umožňují nízkouhlíkové a nízkoeemisní získávání energie o vysokém konstantním výkonu nezávislém na počasí a denní nebo roční době. Žádný jiný využívaný zdroj energie tyto vlastnosti v souhrnu nemá. Proto je role jaderných zdrojů v boji proti klimatickým změnám nezastupitelná. Fotovoltaické a větrné zdroje, na které je v současnosti převážně kladen důraz, nejsou ekvivalentní náhradou jaderných elektráren, protože mají velmi nízkou hustotu energetického toku a jejich nerovnoměrný výkon musí být vyrovnáván fosilními zdroji.

Uvolňovat jadernou energii lze dvěma odlišnými způsoby: buď štěpením těžkých atomových jader, anebo slučováním lehkých atomových jader. Rozbít je často snazší než něco vytvářet, a to platí i v případě atomo-

vého jádra. Štěpení uranu bylo poprvé pozorováno v roce 1938 a již v roce 1942 Enrico Fermi dokázal postavit první funkční jaderný reaktor v tribunách stadionu Chicagské univerzity. Uvolňování energie pomocí jaderné fúze je naopak velmi obtížné, protože vyžaduje podmínky, které na Zemi nemohou přirozeným způsobem nastat. Díky technologickému pokroku je možné jadernou fúzi využívat, např. k neutronové defektoskopii, avšak vyvolat energeticky ziskovou fúzní reakci se dosud podařilo pouze ve vodíkových bombách, kde potřebné podmínky vytvořil jaderný výbuch. Relativně snadná iniciace štěpné řetězové reakce umožnila rychlý rozvoj jaderné energetiky. Na druhou stranu ale také dovolila spuštění neřízených štěpných reakcí v atomových zbraních nebo při závažných haváriích jaderných elektráren. Hnutí bojující proti atomovým zbraním oslo-



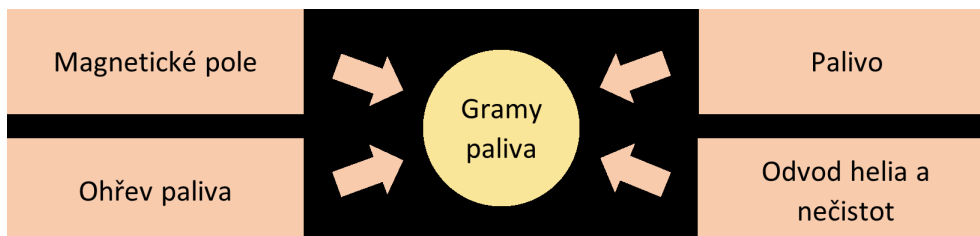
Completao prvního sektoru reaktoru ITER (foto ITER)

vila v druhé polovině minulého století velkou část mladé populace. Aktivita těchto hnutí se postupně obrátila i proti jaderné energetice a po havárii Černobylské jaderné elektrárny odmítavý postoj zaujala významná část veřejnosti. Černobylská havárie vedla k postupnému útlumu rozvoje jaderné energetiky a havárie jaderné elektrárny ve Fukušimě tento trend ještě posílila. Důsledkem je skutečnost, že ačkoliv celosvětová spotřeba energie v letech 2001–2020 vzrostla o téměř 40 %, celkový výkon jaderných elektráren se ve stejném období zvýšil podle IAEA pouze o 11 %.

Objektivně patří jaderná energetika mezi nejčistší a nejbezpečnější energetické zdroje, a přesto je ve společnosti vytvářen její obraz jako tajemné hrozby bez ohledu na skutečné problémy ochrany životního prostředí. Vysokou bezpečnost jaderné energetiky nejlépe

dokládá statistika: počet úmrtí souvisejících s energetikou se k roku 2014 odhadoval na 83 400 úmrtí/PWh, zatímco počet úmrtí souvisejících s jadernou energetikou na 70 úmrtí/PWh, více než 1 000× méně. Jaderné havárie ale vyvolávají ve veřejnosti strach a instalace pokročilých bezpečnostních systémů prodlužuje výstavbu nových jaderných bloků. Obě tyto skutečnosti pak využívají politici a lobbisté prosazující jiné, méně efektivní zdroje.

Reaktory využívající jadernou fúzi budou uvolňovat vazebnou energii atomového jádra, stejně jako štěpné reaktory, avšak odlišný mechanismus jejího uvolňování odstraní riziko jaderných havárií. Oproti štěpné reakci totiž fúzní reakce v pozemských podmínkách nemůže samovolně probíhat a udržování podmínek vhodných pro reakci vyžaduje aktivní technologickou podporu, bez které se fúzní



Vnitřní jaderná bezpečnost fúzních energetických reaktorů vychází z nezbytné aktivní podpory reaktorových technologií udržujících potřebnou hustotu a teplotu malého množství paliva

reakce zastaví. V případě termojaderných reaktorů jde především o udržování vysoké teploty a hustoty paliva. Jakákoliv významnější porucha v konečném důsledku způsobí ochlazení paliva a tím pokles reaktivity o mnoho řádů.

Druhým aspektem bezpečnosti fúzních reaktorů je velmi malé množství fúzního paliva v reaktoru. Četnost reakcí nezávisí na množství paliva (není zde žádná kritická hmotnost), ale pouze na jeho teplotě a hustotě. Proto může reakce probíhat i ve velmi malém množství paliva, což snižuje environmentální dopady jeho případného úniku. Ve fúzním reaktoru o výkonu reaktoru Jaderné elektrárny Temelín bude v každém okamžiku jen několik gramů vodíkových izotopů.

Jaderná elektrárna Temelín spotřebuje denně přibližně 150 kg oxidu uranu, fúzní elektrárna o stejném výkonu méně než 2 kg vodíkových izotopů. Zásoby štěpného paliva vystačí po několik málo století. Mohou být navýšeny uzavřením palivového cyklu, avšak ten budou z důvodu omezení šíření jaderných zbraní využívat pouze jaderné mocnosti. Zásoby paliva pro jadernou fúzi jsou naopak prakticky nevyčerpatelné a snadno dostupné komukoliv na světě. Riziko vojenského nebo teroristického zneužití fúzního paliva je prakticky nulové, protože vodíkové palivo nelze jako jadernou výbušninu samostatně využít.

Základní složkou fúzního paliva je izotop vodíku deuterium, který je přirozenou součástí vody. Při využití fúzní reakce jader deuteria by pro provoz fúzní elektrárny o elektrickém

výkonu 2 GW<sub>e</sub> stačilo přibližně 60 m<sup>3</sup> vody denně, z nichž by se po extrakci deuteria 59,99 m<sup>3</sup> mohlo využít pro jiné účely nebo by se vrátilo zpět do vodního zdroje. Ve světových oceánech se nachází až 4,76×10<sup>16</sup> kg deuteria. Tyto zásoby mohou pokrýt energetickou potřebu celého lidstva po miliardy let: energetická kapacita deuteria v mořských oceánech je až 1,64×10<sup>31</sup> J, zatímco celková celosvětová spotřeba energie v současnosti činí přibližně 6×10<sup>20</sup> J/rok. První generace fúzních elektráren bude kromě deuteria používat ještě druhý izotop vodíku, tritium, který je nestabilní s poločasem rozpadu 12,3 let a na Zemi je ho málo. Největší zásoby tritia na světě jsou shromážděny při provozu těžkovodních jaderných reaktorů CANDU, odkud se také nakupuje pro provoz fúzních zařízení. Současné fúzní reaktory v naprosté většině využívají jen deuterium, tritium bylo použito pouze při DT kampaních reaktorů TFTR a JET. Do budoucna si velké množství tritia zarezervoval projekt ITER. Pro fúzní elektrárny by výroba tritia v reaktorech CANDU nestačila a fúzní elektrárny si proto budou tritium vyrábět přímo v reaktoru jadernou reakcí fúzních neutronů a lithia <sup>6</sup>Li(n, α)T. Pozemské zásoby lithia by v případě nutnosti umožnily pokrýt energetickou spotřebu celého lidstva na více než milion let. To je dostatečná doba na vývoj druhé generace fúzních reaktorů využívajících fúzní reakci samotného deuteria, která vyžaduje, aby reaktory měly zhruba 12× vyšší magnetické pole než reaktor ITER. Vývoj fúzních reaktorů umožní v budoucnu energeticky využívat i další lehké prvky a několikanásobně zvýšit účinnost výroby elektrické energie použitím magnetohydrodynamických generátorů. Ve vesmíru tvoří



fúzní palivo převážnou část viditelné hmoty a díky vysoké energetické kapacitě bude vhodným palivem pro kosmické motory při mezihvězdných letech.

Při uvolňování energie vzniká ve štěpných reaktorech odpad, který zahrnuje především vyhořelé palivo a aktivované materiály aktivní zóny. Jaderné štěpení produkuje málo odpadu, avšak tento odpad je z části vysoce radioaktivní a jeho dlouhodobá úložiště jsou nepříjemným dědictvím pro budoucí generace. Ve fúzních reaktorech nebude vznikat žádné vyhořelé palivo. Při fúzní reakci bude vznikat helium, které bude využito přímo v elektrárně pro doplnění pracovního helia v kryogenním a palivovém systému. Jediným odpadem bude aktivovaná konstrukce jaderné zóny reaktoru. Výběr konstrukčních materiálů umožní vyloučit vznik radioizotopů s dlouhým poločasem rozpadu a aktivované materiály bude možné recyklovat již po 50 až 100 letech od vyjmutí z reaktoru. Příkladem těchto materiálů jsou pokročilé wolframové materiály nebo nízkoaktivo-

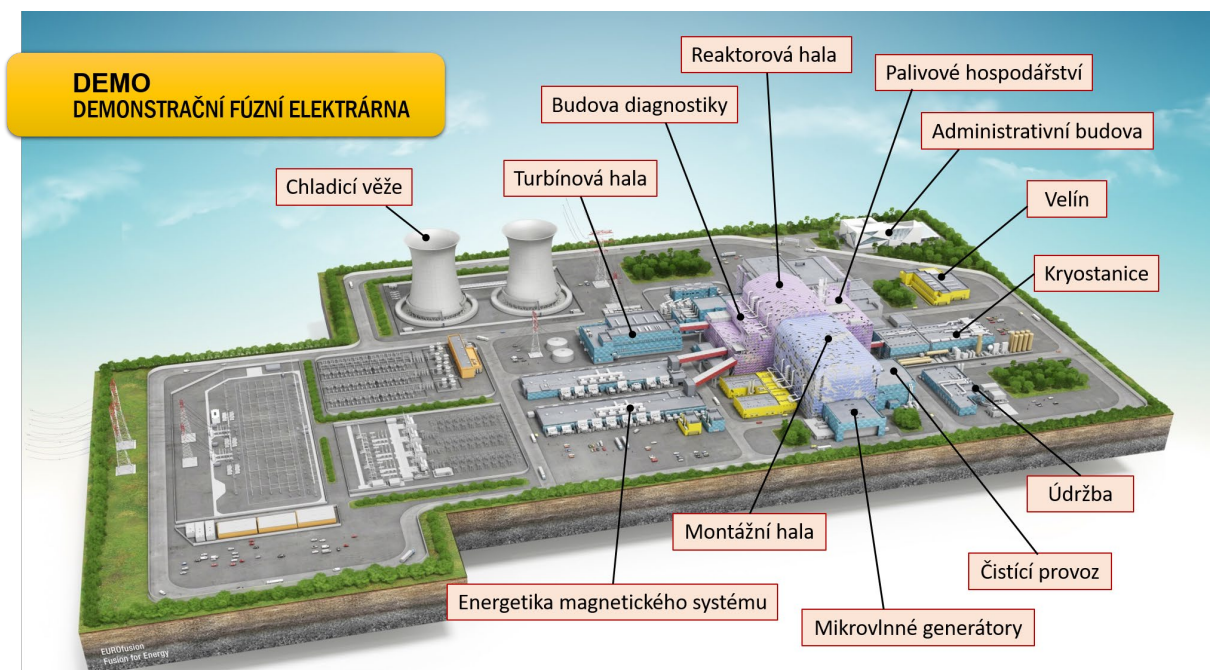
vatelné feriticko-martenzitické oceli, např. EUROFER. Ve vzdálenější budoucnosti se předpokládá využití bezneutronových fúzních reakcí, při kterých bude aktivace materiálů jaderné zóny prakticky odstraněna.

## FÚZNÍ ELEKTRÁRNY

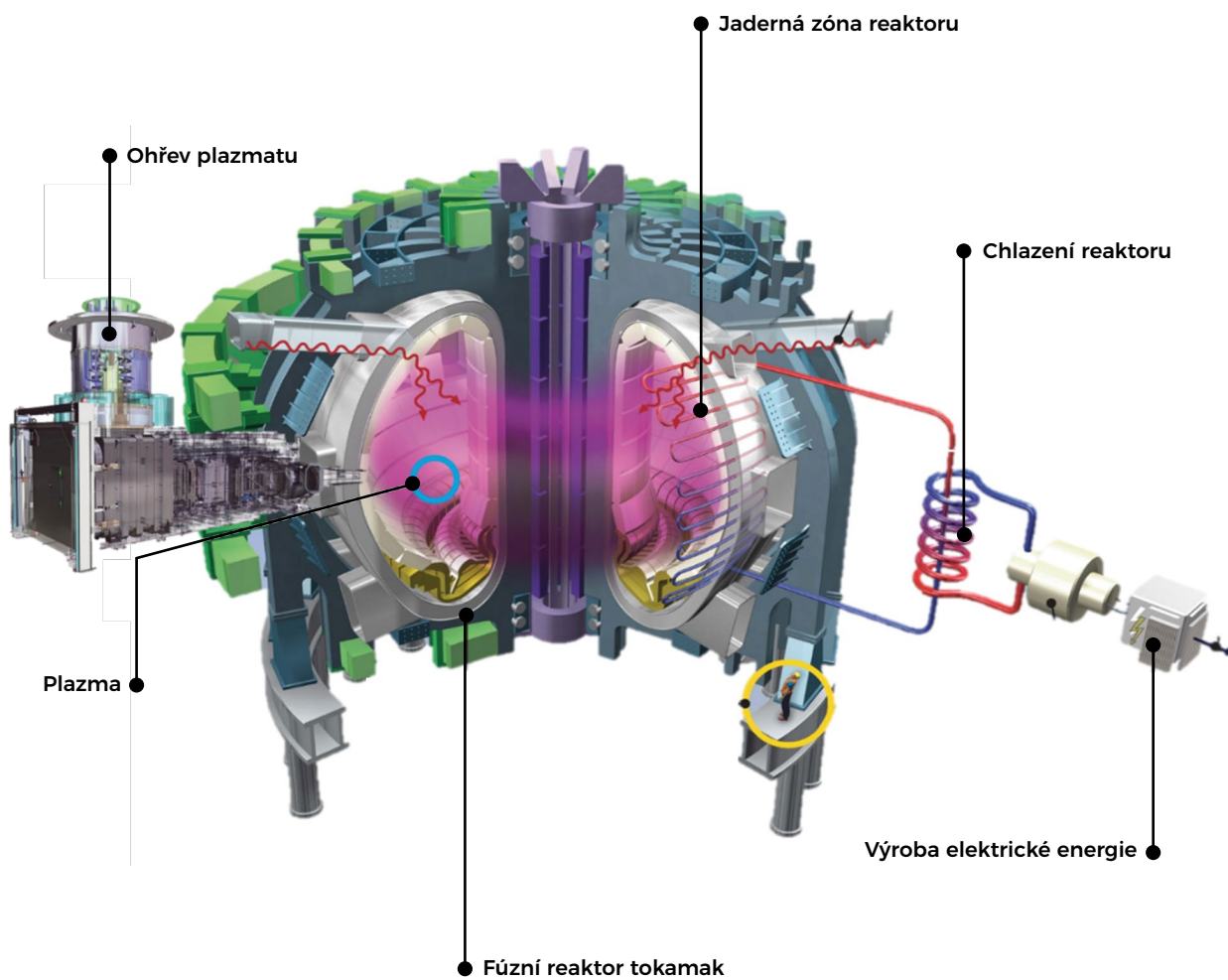
Na cestě k fúzním elektrárnám bylo prozkoumáno mnoho slepých odboček. Šlo především o pokusy dosáhnout energeticky ziskové jaderné fúze bez nutnosti vysokých teplot paliva, např. mionové, studené, bublinkové, pyro-, nano-, nebo piezo- fúze. Pomocí výkonných laserů probíhá také výzkum inerciální fúze, avšak současné lasery nemají ani zdaleka parametry potřebné pro fúzní elektrárny. Všechny nejrůznější alternativní cesty byly dosud neúspěšné, i když byly často doprovázené mediálními proklamacemi zveličujícími dosažené výsledky anebo dosažitelné cíle.

Jediným konceptem fúzních reaktorů, který se osvědčil v desetiletích fúzního výzkumu, jsou tokamaky. Tokamaky umožňují spuštění a řízení termojaderné fúzní reakce, přičemž hor-

■ Fúzní elektrárna DEMO (zdroj EUROfusion) |



## Zjednodušené schéma fúzní elektrárny (zdroj EUROfusion)



ké palivo je izolováno od konstrukce reaktoru magnetickým polem. Tokamak je původně ruský koncept fúzního reaktoru charakteristický prstencovou vakuovou nádobou ovinutou magnetickými cívkami a indukčně generovaným elektrickým proudem v plazmatu, který spoluvytváří magnetické pole a ohřívá plazma. Součtem magnetického pole cívek a elektrického proudu v plazmatu vzniká helikální (šroubovicové) magnetické pole, které brání kontaktu plazmatu s konstrukcí reaktoru. Pro dosažení teplot potřebných pro průběh termojaderné reakce na úrovni stovek milionů °C je plazma ohříváno systémem ohřevu, který zahrnuje ohřev elektrickým proudem, svazky urychlených neutrálních částic a elektromagnetickými vlnami.

Funkčnost tokamaků byla prokázána v devadesátých letech minulého století. V roce 1994 dosáhl americký tokamak TFTR při řízené fúzní reakci fúzního výkonu 11 MW a v roce 1997 dosáhl evropský tokamak JET výkonu 16 MW. Tyto úspěšné experimenty se staly důkazem schopnosti uvolňovat fúzní energii řízenou fúzní reakcí. V roce 1985 byl zahájen projekt mezinárodního termojaderného experimentálního reaktoru ITER. Přes řadu politických komplikací byla výstavba reaktoru zahájena v roce 2007 v jihofrancouzské Provence. Ke spuštění reaktoru by mělo dojít v roce 2025 a plného výkonu by měl reaktor dosáhnout v roce 2035. ITER bude testovat fúzní reaktorové technologie pro fúzní elektrárny. Cílem projektu je dosáhnout fúzního výkonu 500 MW a prokázat technickou realizovatelnost fúzních energetických reaktorů.

Na projekt ITER přímo navazují projekty demonstračních elektráren DEMO, které mají za cíl postavit prototyp elektrárny s fúzním reaktorem. Přípravné práce na evropském projektu DEMO byly zahájeny v roce 2014 a v současnosti probíhá konceptuální výběr technologií, které budou při výstavbě použité.

Evropská komise schválila v roce 2012 klíčový dokument Fusion Electricity: A roadmap to the realization of fusion energy, zkráceně nazývaný Fusion Roadmap, který definuje záměr Evropské unie zahájit výrobu elektrické energie pomocí jaderné fúze. Tento plán byl

v roce 2018 aktualizován a ke zprovoznění evropské elektrárny DEMO by mělo dojít do 20 let od dosažení plného výkonu reaktoru ITER, aby bylo možné v projektu využít zkušenosti získané při provozu ITER. Fusion Roadmap definuje osm rámcových oblastí fúzního výzkumu a vývoje, na které je potřeba soustředit úsilí vědců a inženýrů:

1. Provozní režimy plazmatu – vývoj metod diagnostiky a řízení termojaderného plazmatu, snížení zátěže komponent vystavených plazmatu, neinduktivní generování elektrického proudu.
2. Odvod výkonu – výzkum a vývoj vhodného řešení komponent vystavených plazmatu, které musí být schopné dlouhodobě odvádět vysoké tepelné toky.
3. Neutronově odolné materiály – vývoj materiálů odolných vůči vysokým neutronovým tokům v jaderné zóně fúzních reaktorů.
4. Tritiová soběstačnost – výzkum a vývoj technologií výroby fúzního paliva a palivového cyklu s cílem dosažení soběstačnosti elektráren ve výrobě paliva.
5. Bezpečnost zařízení – analýza a řešení bezpečnostních rizik fúzních energetických reaktorů, příprava na získání licence pro provoz elektrárny.
6. Fúzní elektrárna DEMO – integrace fúzního reaktoru do energetického zařízení, maximální využití komerčně dostupných řešení.
7. Konkurenceschopná cena elektrické energie – optimalizace jednotlivých fúzních technologií s cílem zvýšení účinnosti výroby elektrické energie a snížení nákladů na výstavbu a provoz fúzních elektráren.
8. Stelarátor – výzkum alternativního typu fúzního reaktoru na bázi magnetické izolace paliva.

Přípravou výstavby evropské elektrárny DEMO je pověřeno konsorcium evropských výzkumných organizací EUROfusion. Konsorcium v současnosti sdružuje výzkumné instituce a laboratoře z 27 evropských zemí včetně České republiky. Českou „Research unit IPP, CR“ koordinuje Ústav fyziky plazmatu AV ČR a členy jsou Centrum výzkumu Řež, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT, Matematicko-fyzikální fakulta UK, Ústav jaderné fyziky AV ČR a Ústav fyziky materiálů AV ČR.



■ | Současný stav staveniště ITER (foto ITER) |

Evropský reaktor DEMO bude přibližně o polovinu větší než reaktor ITER a čistý elektrický výkon elektrárny bude 400 až 500 MW<sub>e</sub>. Alternativní cesty reprezentují čínský koncept CFETR (China Fusion Engineering Test Reactor) o výkonu 312 MW<sub>e</sub>, který je podobný evropskému reaktoru DEMO (oba mají magnetický systém založený na technologii nízkoteplotních supravodičů), nebo americký koncept ARC (Affordable-Robust-Compact) o výkonu 270 MW<sub>e</sub>, který plánuje využít vysokoteplotní supravodiče umožňující zdvojnásobit magnetického pole a tím zmenšit reaktor. Použití vysokoteplotních

supravodičů je velkou výzvou, protože se technologie výroby cívek z těchto keramických materiálů teprve vyvíjí.

Při fúzní reakci deuteria a tritia bude 80 % energie uvolněno ve formě kinetické energie neutronů. Neutrony tuto energii předají procesem termalizace materiálům v jaderné zóně reaktoru. Odvod energie z reaktoru k výrobě elektřiny bude probíhat chlazením jaderné zóny. Hlavním rozdílem oproti stávajícím štěpným reaktorům a ostatním energetickým zdrojům bude vysoká neutronová zátěž chlazených komponent a vysoká

hustota tepelného toku. Neutronová zátěž omezí výběr konstrukčních materiálů a hustota tepelného toku vytvářející v materiálech vysoké teplotní gradienty bude klást náročné požadavky na konstrukci chladicích kanálů jaderné zóny. Mezi preferovaná chladicí média patří helium a voda. Helium je součástí mnoha fúzních technologií, je kompatibilní s vysokým neutronovým tokem, je kompatibilní s technologií velmi vysokého vakua a je také plně kompatibilní s materiálem tritiové zóny. Na druhou stranu má jen omezenou schopnost odvádět v podmínkách složité konstrukce jaderné zóny fúzního reaktoru tepelné toky o vysoké hustotě. Voda naopak není kompatibilní se silným neutronovým tokem, s technologií vakua ani s materiálem tritiové zóny, má však schopnost tepelné toky o vysoké hustotě odvádět. V současnosti je preferována voda z důvodu komerční dostupnosti technologie tlakovodních jaderných elektráren PWR/VVER. Výroba elektřiny je ze stejného důvodu preferována na bázi Rankin-Clausiova parního cyklu.

Pokrok ve výzkumu jaderné fúze umožní v tomto století integrovat fúzní reaktory do jaderné energetiky. Oproti obnovitelným zdrojům fúzní reaktory nabídnou stabilní vysokou hustotu energetického toku, kterou obnovitelné zdroje nemohou poskytnout. Oproti štěpným reaktorům nabídnou vnitřně bezpečný zdroj energie s minimálním vlivem na životní prostředí a s prakticky nevyčerpatelnými zásobami paliva. Jaderná fúze tím vytvoří neomezený prostor pro další rozvoj jaderné energetiky.

## Ing. Slavomír Entler, Ph.D.



entler@ipp.cas.cz

Absolvent Moskevského energetického institutu, obor Jaderné elektrárny a zařízení. Po ukončení studia pracoval v Ústavu jaderného výzkumu Řež (ÚJV) a v roce 1989 byl jmenován gestorem ÚJV pro projekt ITER. Po zrušení účasti Československa v projektu ITER odešel do soukromé sféry. Do fúzního výzkumu se vrátil v roce 2013 a působil ve funkci vedoucího výzkumné aktivity Technologie první stěny fúzního reaktoru v Centru výzkumu Řež, byl členem projektové skupiny evropského konsorcia EUROfusion pro vývoj divertoru fúzního reaktoru DEMO a zástupcem ČR v Radě fúzních laboratoří při evropské agentuře Fusion for Energy. Vědeckou aspiranturu absolvoval v oboru Energetické stroje a zařízení na Fakultě strojní ČVUT v Praze.

Od roku 2015 pracuje v oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR a vyučuje na Fakultě strojní a Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze. Zabývá se vývojem senzorů pro fúzní reaktory a otázkami integrace fúzních reaktorů do energetiky.

# Výskum materiálov prvej steny pre ITER

**Prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.<sup>1</sup>,  
Ing. Peter Domonkoš, PhD.<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU

<sup>2</sup> Transmission Products and Service Power Transmission, Siemens Energy, s.r.o.

Hlavným cieľom nášho výskumu bolo sledovanie radiačnej degradácie materiálov prvej steny ITERu pomocou techník pozitronovej anihilačnej spektroskopie (PAS). Vybrané zliatiny na báze medi s oňačením CuCrZr (Outokumpu) a CuAl25 a predurčením na odvod tepla z prvej steny a divertoru boli vystavené vysokým úrovňam toku fúzyčných neutrónov. Práve 14,1 MeV neutróny spôsobujú štrukturálne defekty, ktoré vedú i ku degradácii mechanických vlastností materiálov. Zamerali sme sa na experimenty s využitím techník PAS a TEM (transmisná elektrónová mikroskopia). Metódy PAS potvrdili prítomnosť defektov vakančného typu v prípade žihaných i ožiarených vzoriek. Experimenty potvrdili, že v dôsledku neutrónového ožiarenia boli pozorované a kvantifikované najmä defekty typu SFT (Stacking Fault Tetrahedra).

The main objective was to investigate the radiation degradation of the ITER first wall materials using Positron Annihilation Spectroscopy (PAS). Selected copper alloys CuCrZr (Outokumpu) and CuAl25, as candidates for heat sink materials in the first wall and divertor, were exposed to an intense flux of high energy fusion neutrons. The 14.1 MeV neutrons caused a creation of the defect structure, resulting in the degradation of the material features. The work was focused on experimental simulation of radiation damage (proton and neutron irradiation) followed by its experimental examination using PAS (positron annihilation spectroscopy) and TEM (transmission electron microscopy). The PAS technique proved the experimental detection of vacancy type defects in the structure of annealed and irradiated materials. The experiments confirmed and described that due to neutron irradiation the creation of defects in form of the Stacking Fault Tetrahedra (SFT) in CuCrZr alloy can be observed and quantified.

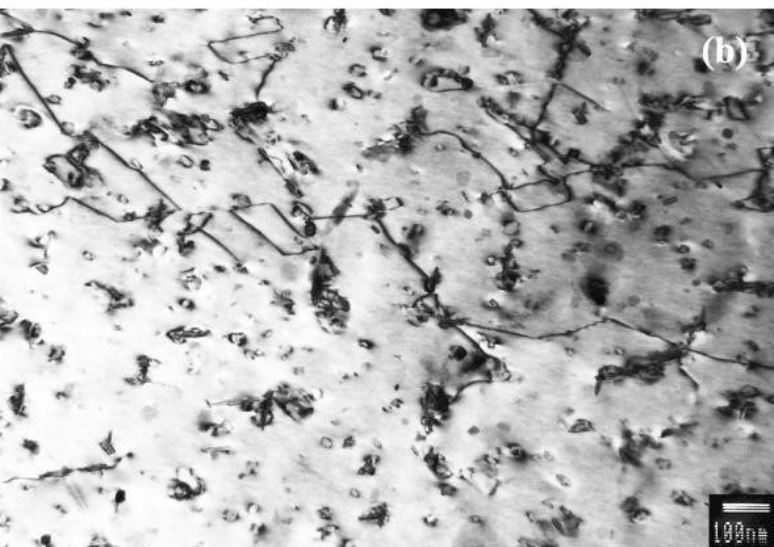
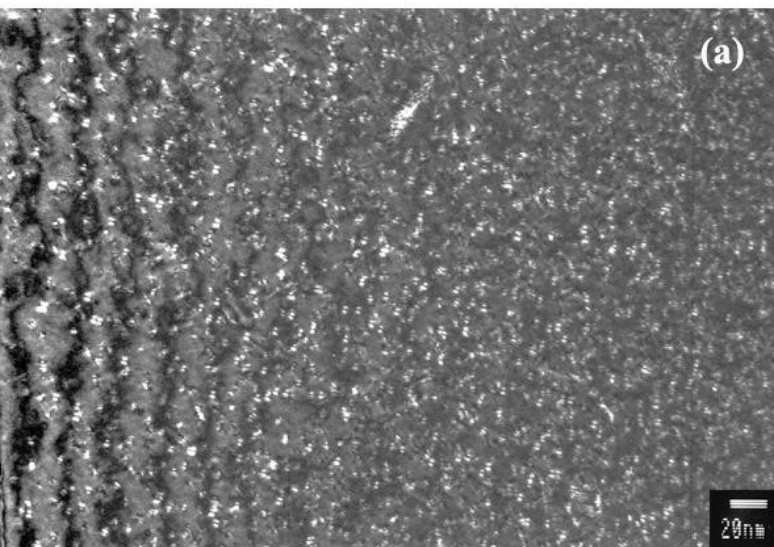
## ÚVOD

Jednou z vysnívaných a energeticky relevantných alternatív štiepných jadrových reaktorov sa ukazuje možnosť realizácie termonukleárnej fúzie, založenej na komerčne využiteľnej technológii termonukleárnych reaktorov. Výskum materiálov, ktoré budú použité pri výstavbe reaktora na báze fúzyčných technológií: International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) bol zahájený dávno pred rokom 2005, kedy samotná výstavba reaktora ITER v Cadarache vo Francúzsku začala, avšak stále nie je možné prehlásiť, že by bol tento výskum ukončený.

V rámci výskumu je nemalá pozornosť venovaná vákuovej nádobe reaktora a jej materiálovým vlastnostiam, ktoré s jej životnosťou a bezpečnosťou priamo súvisia. Radiačné a tepelné zaťaženie komponent ITERu (prvá stena, divertor) spôsobuje degradáciu vlastností (mechanických, tepelných a vodivostných) materiálov. Keďže sa počíta s dlhodo-

bu prevádzkou reaktora, je dôležité poznať stav a procesy prebiehajúce v materiáloch, predpovedať vývoj spomenutých vlastností a technologické postupy vedúce aspoň k čiastočnej regenerácii týchto vlastností [1, 2].

V rámci aktivít FEI STU na projekte ITER bolo v posledných 20 rokoch vykonané rozsiahle štúdium extrémneho radiačného a tepelného zaťaženia na vybraných vzorkách zliatin medi CuCrZr a CuAl25, ktoré budú použité pre odvod tepla z nádoby reaktora ITER. Výskumné pracoviská vo svete používajú prevažne deštruktívne mechanické testy (ťahová skúška) vyšetrovaných vzoriek materiálov neožiarených, resp. ožiarených. Avšak stále dôležitejší význam nadobúdajú nedeštruktívne metódy ako doplnujúce metódy k deštruktívnym skúškam. V našom prípade šlo hlavne o využitie pozitronovej anihilačnej spektroskopie (PAS) v oblasti sledovania zmien v mikroštruktúre konštrukčných materiálov jadroveoenergetických zariadení prostredníc-



Obr.1: Príklady precipitačnej mikroštruktúry po rozdielnych spôsoboch tepelného spracovania. (a) tzv. prime ageing (PA) 960 °C/3h + zakalenie + popúšťanie pri 460 °C/3 h + zakalenie a (b) po nasledovnom žíhaní pri 600 °C/4h + zakalenie (PA+HT2) [5, 6A]

tvom skúmania defektov vakančného typu. Závislosť ich výskytu od externých faktorov (tepelné spracovanie, ožiarenie) je nielen vedecky zaujímavá, ale aj pre prax potrebná, pretože môže napomôcť k lepšiemu posúdeniu stavu konštrukčných materiálov a tým aj k zvýšeniu bezpečnosti prevádzky.

### MATERIÁL PRVEJ STENY FÚZNEHO REAKTORA ITER

Prvá stena bude odvádzať teplo vyvinuté pri jadrovej fúzii a zachytávať vysokoenergetické 14,1 MeV neutróny. Materiál musí byť dobre tepelne vodivý a odolný voči radiačnému poškodeniu rýchlymi neutrónmi. V existujúcich experimentálnych fúzných reaktoroch (napr. JET, Joint European Torus) sa v prvej stene reaktora osvedčila med' Cu, resp. zliatina medi CuCrZr [2], ktorá je precipitačne vytvrdená a pozostáva z hmotnostných zlomkov týchto prvkov 99,079 % Cu, 0,78 % Cr, 0,13% Zr, 0,003 % Si, 0,008 % Fe. Štruktúra zliatiny CuCrZr prejavuje signifikantné zmeny vo veľkosti precipitátov (zhluky atómov) a ich hustoty v závislosti od spôsobu tepelného spracovania [3]. Vzorka ich tepelné namáhanie sú uvedené v Tab.1. Výsledky z analýz pomocou transmisnej elektrónovej mikroskopie (TEM) sme použili vo vyhodnocovaní a v interpretácii výsledkov získaných z PAS [4-5].

Tepelné spracovanie (TS)	Popis aplikovaného TS
SA	Solution Annealing (SA): žíhanie pri 960 °C počas 3 h s následným zakalením (Z)
PA	Prime Ageing (PA): SA + popúšťanie pri 460 °C počas 3 h s následným Z
PA + HT1	PA + popúšťanie pri 600 °C počas 1 h + Z
PA + HT2	PA + popúšťanie pri 600 °C počas 4 h + Z
PA + HT3	PA + popúšťanie pri 700 °C počas 4 h + Z
PA + HT4	PA + popúšťanie pri 850 °C počas 4 h + Z
PA + HT5	PA + HT4 + 960 °C počas 3 h + Z

Tab. 1: Tepelné spracovania vzoriek CuCrZr [5] |

## PROCES RADIÁČNEJ DEGRADÁCIE MATERIÁLU PRVEJ STENY

Vysokoenergetické fúzne 14,1 MeV neutróny spôsobujú v štruktúre CuCrZr kaskádne narušenia v podobe primárne vyrazených atómov (PVA), s tým spojenú tvorbu defektov; vplyvom transmutačných procesov aktiváciu a vznik plynných produktov (H, He) a ďalších izotopov prvkov (Cu, Ni, Zn, Co). Všetky vyššie spomenuté procesy vplyvajú na mechanické vlastnosti zliatiny.

Rozsiahla experimentálna činnosť s využitím TEM a PAS bola realizovaná v laboratóriách FEI STU Bratislava, ďalej v rámci medzinárodnej spolupráce na Insitut für Nukleare Festkörperphysik, Universität der Bundeswehr, Mníchov v Nemecku a vo výskumnom centre Risø National Laboratory v Dánsku.

Na základe [5] bola zliatina CuCrZr identifikovaná ako najvhodnejší materiál pre prvú stenu fúzneho reaktora ITER. Z tohto dôvodu sa náš výskum zamerl na štúdium defektov CuCrZr zliatiny po ožiarení „štiepnymi“ neutrónmi. Analyzovali sme aj vplyv tepelného spracovania na mikroštruktúru CuCrZr zliatiny, za účelom identifikácie defektov v neožiarenom stave. Výsledky experimentov a nové poznatky možno zhrnúť nasledovne:

## ZÁVERY Z EXPERIMENTÁLNYCH ANALÝZ

Vo výsledkoch vykonaných meraní PAS na neožiarených vzorkách CuCrZr bola pozorovaná jednoznačne definovaná dlhohžijúca komponenta  $\tau_2$ , popisujúca defekty, s prevažne konštantnou hodnotou (176  $\pm$  8 ps) počas celého rozsahu tepelného spracovania, s výnimkou stavu SA (solution annealing) a PA + HT5 (prime ageing + heat treatment 5), kde hodnoty boli o málo vyššie (200  $\pm$  15 ps). Intenzita  $I_2$  druhej komponenty vykazovala silnú závislosť na tepelnom spracovaní. Porovnaním výsledkov meraní PAS a TEM bolo zistené, že komponentu  $\tau_2 I_2$  je možné jednoznačne asociovať s tvorbou precipitátov. Zároveň bol pozorovaný aj jednoznačný vplyv tepel-

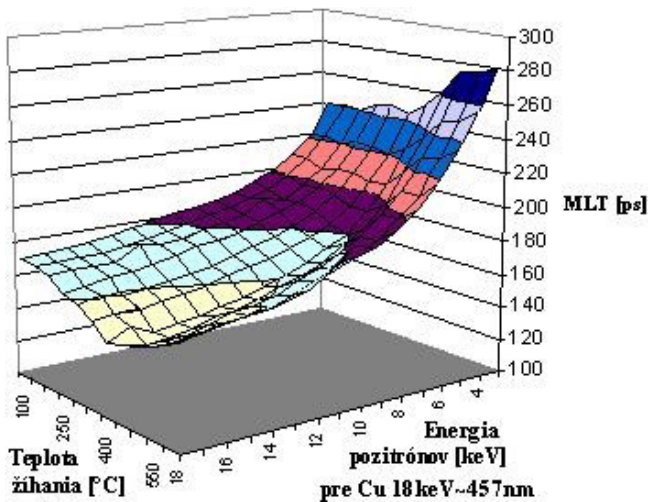
ného spracovania na mikroštruktúru zliatiny CuCrZr. PAS merania potvrdili výraznú citlivosť zliatiny CuCrZr a jej mikroštruktúry na spôsob tepelného spracovania. Meraniami PAS na neožiarenom materiáli CuCrZr zliatiny bolo ďalej zistené, že pozitrony sú zachytávané na miestach s defektami vakančného typu a to na rozhraní medzi Cu maticou a precipitátom. Štruktúra CuCrZr zliatiny teda obsahuje, z pohľadu PAS, defekty aj v neožiarenom stave.

Závislosť špecifickej rýchlosti záchytu  $\mu_{ppt}$  pozitronov na polomere precipitátov  $r_{ppt}$  bola podľa dostupných informácií zmeraná po prvý raz a má kubický charakter  $\mu_{ppt} = f(r_{ppt}^3)$ . Experimentálne hodnoty špecifickej rýchlosti záchytu  $\mu_{ppt}$  pozitronov v CuCrZr zliatine pre tepelé spracovanie PA a PA + HT1 (Tabuľka 1) sú nasledovné: pre stav PA je stredný polomer precipitátu  $r_{ppt} = 1,1$  nm a  $\mu_{ppt} = 1,22 \times 10^{15} s^{-1}$  a pre stav PA + HT1 je  $r_{ppt} = 4,35$  nm a  $\mu_{ppt} = 1,11 \times 10^{17} s^{-1}$  [2, 4].

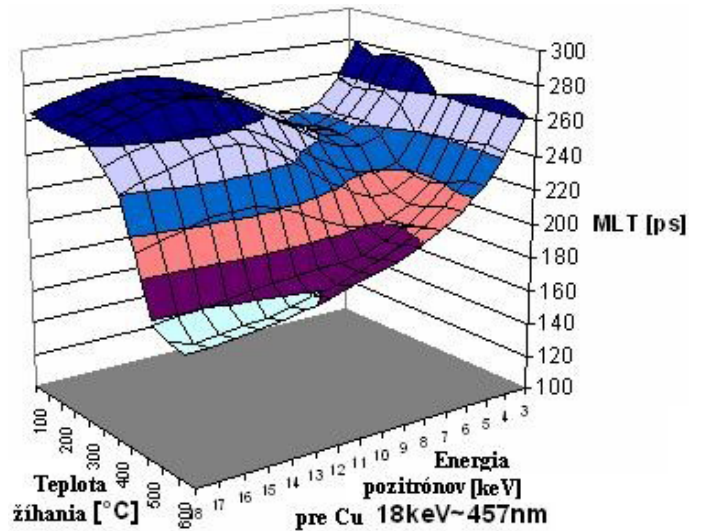
Porovnaním výsledkov meraní získaných na dvojdetektorovej aparátúre a na PLEPS (Pulsed Low Energy Positron System) aparátúre bolo zistené, že štruktúra defektov neožiarených vzoriek CuCrZr je veľmi citlivá na spôsob prípravy (tepelné spracovanie, rezanie vzoriek, leštenie). Na vzorkách meraných PLEPS aparátúrou bola pozorovaná dlhohžijúca komponenta > 400 ps, indikujúca existenciu veľkých objemových defektov (dutín) v oblasti blízkej povrchu.

Ožiarenie 95 keV protónmi (tzv. iónová implantácia) bolo vykonané v Laboratóriu iónových zväzkov na FEI STU v Bratislave. Teploty vzoriek, kontinuálne zaznamenané počas implantácie, neprekročili hodnotu 105 °C. Z meraní PAS na protónmi ožiarenej CuCrZr zliatine bolo zistené, že zmeny v štruktúre sú citlivé na veľkosť implantačnej dávky. Stredná doba života MLT (mean life time) pozitronov bola vyššia pre väčšiu implantačnú dávku. Po ožiarení bola pomocou PLEPS aparátúry meraná dlhšia komponenta  $\tau_2 > 400$  ps s výrazným zastúpením v časových spektrách v podobe jej intenzity  $I_2$ . Z meraní jasne vyplýva,





Obr. 2: Hĺbkový profil hodnôt strednej doby života pozitronov (mean life time, MLT) v rámci postupného žihania neožiarenej CuCrZr vzorky



Obr. 3: Hĺbkový profil hodnôt strednej doby života pozitronov (mean life time, MLT) v rámci žihania CuCrZr vzorky ožiarenej  $H_2^+$  iónmi dávkou  $0,4 C/cm^2$

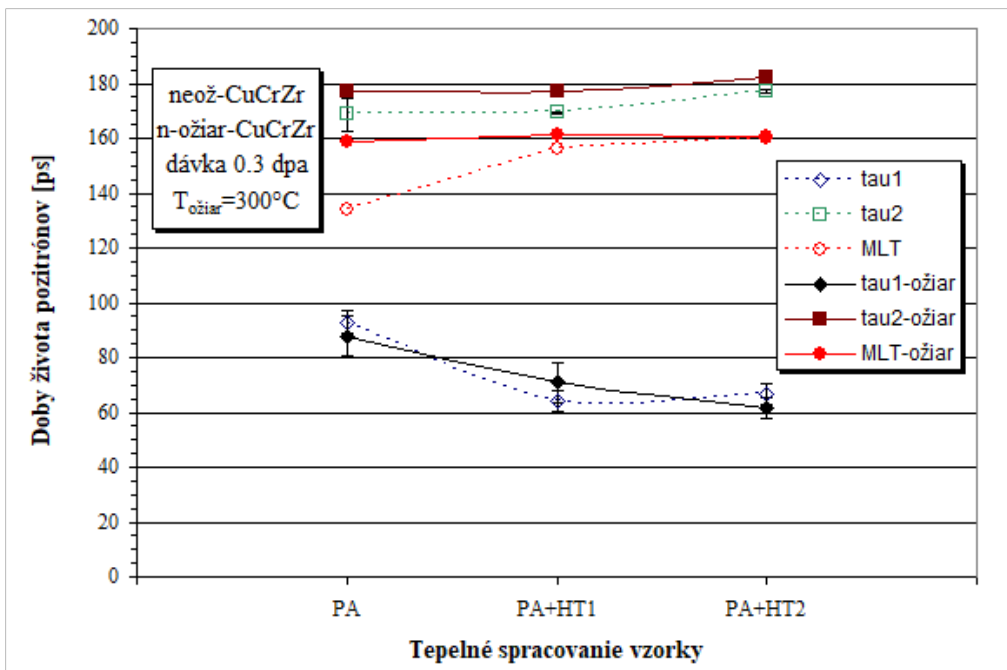
že bola vplyvom ožiarenia protónmi v oblastiach blízko povrchu vzorky pozorovaná tvorba veľkých objemových defektov (dutín), pravdepodobne vyplnených vodíkovými atómami (maximum hodnôt MLT v hĺbke 270 nm ~ energia pozitronov 13 keV, vid' Obr. 2 a 3). Merania z TEM potvrdili tvorbu veľkých objemových defektov v podobe dutín s priemerom 2 až 15 nm.

Proces žihania vzoriek spôsobil, z pohľadu PAS meraní, zmeny v hodnotách meraných časových komponent  $\tau_1$  a  $\tau_2$  a ich prislúchajúcich intenzít  $I_1$  a  $I_2$ . Hodnota strednej doby života pozitronu MLT očividne klesla pri teplote 460 °C a pri teplote okolo 600°C sa hĺbkový profil hodnôt MLT zhodoval s hodnotami nameranými pre neožiarený stav (Obr. 2 a 3). Tendencia poklesu hodnôt MLT v rámci žihania je pozorovaná pre obe protónmi ožiarené zliatiny CuCrZr a CuAl25. Z meraní na PLEPS aparátúre na vzorkách ožiarených a následne žihaných je pozoro-

vaný jav vyžihavania defektov z oblastí blízko povrchu vzorky. Je pravdepodobné, že defekty v podobe dutín (vyplnené implantovanými vodíkovými atómami) sa v rámci žihania presunuli a akumulovali hlbšie do vzorky (Obr. 3).

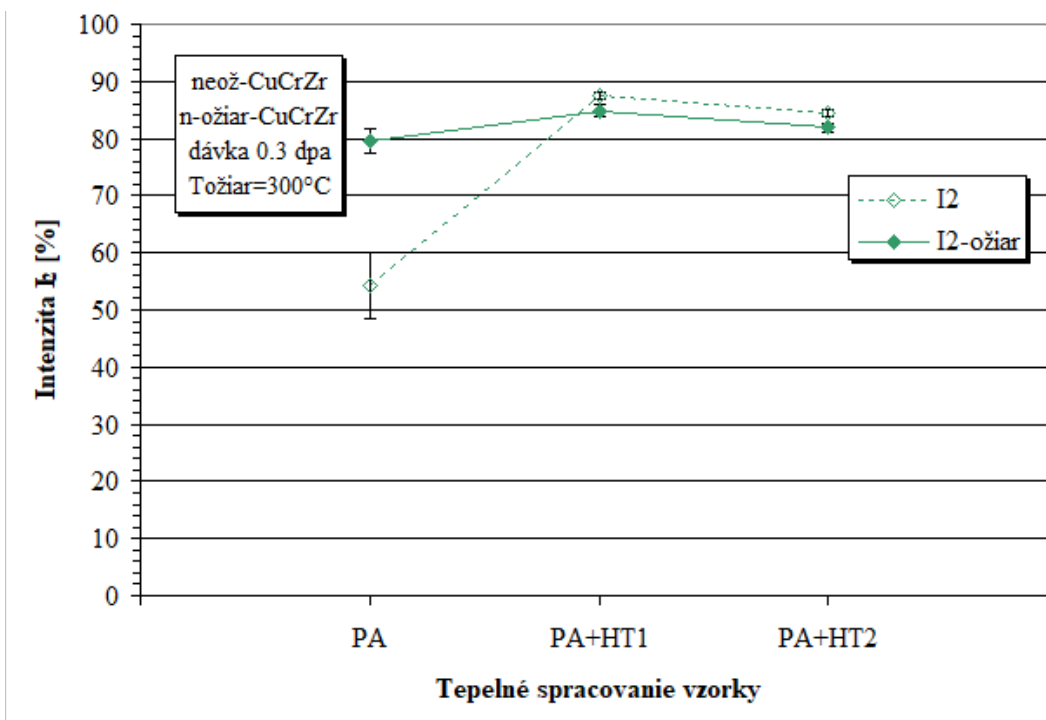
Meraniami pomocou PAS na neutrónmi ožiarenej vzorke CuCrZr, v rozsahu teplôt ožarovania od 50 °C po 350 °C, dávkou od 0,1 dpa po 0,3 dpa bola pozorovaná intenzívna dlhohľadná komponenta  $\tau_2$  na úrovni  $175 \pm 5$  ps, podobne ako bola pozorovaná v čistej medi ~ 180 ps. Táto komponenta je pravdepodobne v korelácii so vznikom defektov v tvare štvorstenu (tzv. stacking fault tetrahedral SFT) vplyvom ožiarenia neutrónmi (Obr. 4 a 5).

Vplyv transmutačných produktov (ako napr. atómy zinku) na anihilačné charakteristiky pozitronov v objeme vzorky (v bulku) bol pozorovaný pri nižších dávkach (0,001 dpa a 0,01 dpa), pri ktorých sa tvorba defektov



Obr. 4: Namerané doby života pozitronov na vzorkách CuCrZr neožiarených, resp. neutrónmi ožiarených pri teplote ožiarenia  $T_{\text{ožiar}} = 300^{\circ}\text{C}$  dávkou 0,3 dpa, pre ich rôzne tepelné spracovanie

Obr. 5: Intenzita  $I_2$  druhej komponenty meraná na vzorkách CuCrZr v neožiarenom a neutrónmi ožiarenom stave (pri teplote ožiarenia  $T_{\text{ožiar}} = 300^{\circ}\text{C}$  dávkou 0,3 dpa) pre rozdielne tepelné spracovanie



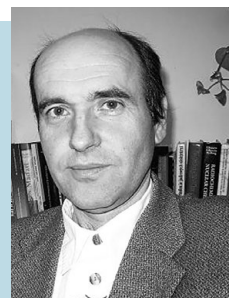
Literatúra:

- [1] Summary of the ITER Final Design Report, July 2011, G A0 FDR 4 01-06-28 R 0.2, stiahnuté z oficiálnej web stránky reaktora ITER, [www.iter.org](http://www.iter.org)
- [2] B. N. Singh, D. J. Edwards, S. Tähtinen: Effect of Heat Treatments on Precipitate Microstructure and Mechanical Properties of CuCrZr alloy, Risø-R-1436(EN), Risø National Laboratory, Roskilde, Denmark, December 2004
- [3] M. Eldrup, B. N. Singh, D. J. Edwards, Y. Nagai, H. Ohkubo, M. Hasegawa: Neutron Irradiated Copper: Is the Main Positron Lifetime Component due to Stacking Fault Tetrahedra?, Materials Science Forum Vols. 445-446 (2004) 21-25
- [4] V. Slugeň, P. Domonkoš: Advanced positron annihilation studies of CuCrZr alloys. Journal of Nuclear Materials. Vol. 557, (2021), Art. no 153164; DOI: 10.1016/j.jnucmat.2021.153164.
- [5] V. Slugeň, J. Kuriplach, P. Ballo, P. Domonkoš: Hydrogen Implantation Effect in Copper Alloys Selected for ITER Investigated by Positron Annihilation Spectroscopy. Nuclear Fusion 44 (2004) 93-97

v tvare SFT výraznejšie neprejavuje. Vo vzorkách ožiarených vyššími dávkami  $\geq 0,1$  dpa sú pozitrony zachytávané prevažne na indukovaných defektoch ( $I_2 > 73,6\%$ ) vplyvom radiácie neutrónov. Vo všetkých PAS meraniach na neutrónmi ožiarených CuCrZr vzorkách s rozdielnym tepelným spracovaním (PA, PA + HT1 a PA + HT2) nebola pozorovaná doba života pozitronu dlhšia ako 206 ps. To indikuje tvrdenie, že vplyvom ožiarovania „štiepnymi“ neutrónmi sa v CuCrZr zliatine netvoria dutiny.

Výsledky rozsiahlej experimentálnej činnosti naznačujú, že PAS technika je vhodná pre hodnotenie niektorých mikroštruktúrnych zmien a v kombinácii s výsledkami z transmisnej elektrónovej mikroskopie môže prispieť k identifikácii defektov vyvolaných vplyvom radiačného poškodenia.

**Prof. Ing.  
Vladimír  
Slugeň, DrSc.**



[vladimir.slugen@stuba.sk](mailto:vladimir.slugen@stuba.sk)

V roku 1985 ukončil medziodborové štúdium Jadrová energetika na Elektrotechnickej fakulte SVŠT v Bratislave. Je autorom 6 kníh, 12 vysokoškolských skrípt a vyše 500 vedeckých a odborných prác (H-index 14). Bol zodpovedným riešiteľom 14 medzinárodných vedeckých projektov v oblasti jadrového paliva, materiálového výskumu a jadrovej bezpečnosti. Od roku 2005 je riadnym profesorom v odbore jadrová energetika (DrSc. 2010). V roku 2015 založil v Bratislave European Decommissioning Academy. Od roku 2004 je predsedom SNUS a v rokoch 2009-2011 bol prezidentom ENS so sídlom v Bruseli. Od 2009 je členom predsedníctva World Nuclear Council. V rokoch 2011-2015 bol prvým riaditeľom Ústavu jadrového a fyzikálneho inžinierstva FEI STU. Od roku 2007 je podpredsedom Rady správcov Národného jadrového fondu SR, kde zastupuje Ministerstvo financií SR.

# Zařízení HELICZA v plném provozu

**Ing. Daneš Burket, Ph.D.**

Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Článek pojednává o zařízení HELICZA (High Energy Load CZEch Assembly), které bylo v Centru výzkumu Řež vybudováno v rámci projektu SUSEN (SUStainable ENergy) a v minulém roce zde bylo zahájeno testování panelů první stěny pro zařízení ITER. V článku je pojednáno i o opatřeních, která byla na tomto zařízení vybudována v souvislosti se zajištěním ochrany personálu a okolního prostředí před kontaminací berylliem, které se uvolňuje při testování a patří mezi nejtoxičtější prvky. Zařízení HELICZA je v současnosti jediným zařízením na světě kvalifikovaným pro testování panelů první stěny, které budou dodávány do ITER a současně může být využíváno i pro mnoho jiných aplikací, jako je například vývoj a testování prostředků pro dekontaminaci nebo zvládnání extrémních situací.

The article deals with the HELICZA (High Energy Load CZEch Assembly) facility, which was built at the Research Centre Řež within the SUSEN (SUStainable ENergy) project and last year the testing of the first wall panels for the ITER facility started there. It also discusses the measures that have been built at this facility to protect personnel and the surrounding environment from contamination by beryllium, which is released during testing and is one of the most toxic elements. The HELICZA facility is currently the only facility in the world qualified to test the first wall panels that will be delivered to ITER, and at the same time it can be used for many other applications such as the development and testing of decontamination procedures and emergency management.

Ve speciálním čísle časopisu Jaderná energie vydaném v září roku 2020 byl v článku nazvaném HELICZA – důležitý krok za kým cílem dosažení generování elektrické energie termojadernou fúzí podrobně popsán účel a princip tohoto světově unikátního zařízení. Připomeňme, že jde o komplex, jehož primárním účelem je testování takzvaných panelů první stěny termojaderného reaktoru čili panelů, které budou zodpovědné za přenos tepla z plazmatu o teplotě až 150 milionů °C do chladicího média primárního okruhu.

Zařízení HELICZA bylo navrženo a vybudováno kromě jiného i pro testování panelů první stěny termojaderného reaktoru ITER, jako jednoho z příspěvků České republiky k tomuto projektu. ITER (původně anglicky International Thermonuclear Experimental Reactor a současně z latiny Iter – cesta) by měl být předstupněm komerčního využití termojaderné fúze v energetice. Jeho výstavba probíhá ve francouzském Cadarache a je to pro-

jekt, který je z finančního pohledu druhým největším vědeckým projektem na světě po Mezinárodní vesmírné stanici. Celkové náklady se pohybují kolem 18 miliard EUR, více než polovina je financována z rozpočtu Evropské unie, o zbytek se dělí další partneři projektu, kterými jsou USA, Rusko, Čína, Japonsko, Jižní Korea a Indie.

Evropská unie je kromě mnoha jiných technologických celků, zařízení a komponent zodpovědná za dodávku 215 panelů první stěny, což je zhruba polovina z celkové počtu, který bude v ITER instalován. Organizace Fusion for Energy (F4E), která je pověřena řízením všech aktivit souvisejících s evropským příspěvkem k projektu ITER, je zodpovědná i za zajištění dodávky těchto panelů. Vzhledem k tomu, že jde o velmi konstrukčně i materiálově složitou komponentu, byly jejím vývojem pověřeny tři evropské společnosti, které měly kromě vývoje zajistit i výrobu prototypů. Před samotnou výrobou



Obr. 1: Pohled na otevřenou vakuovou nádobu zařízení HELCZA - v levé části je systém na uchycení testovaného panelu

série panelů určených pro ITER je nutné prototypy otestovat a na základě výsledků testů vybrat výrobce nej kvalitnějšího konceptu pro výrobu ostrých panelů. Tyto testy jsou zaměřeny především na integritu panelu a testují se na odolnost na extrémní tepelné toky až  $20 \text{ MW/m}^2$ , což je hodnota odpovídající skutečným podmínkám v reaktoru ITER. Pro lepší představu je to energie odpovídající celkovému elektrickému příkonu středně velkého okresního města, ale soustředěná na plochu jednoho metru čtverečního.

Zařízení HELCZA, které bylo vyvinuto, postaveno a zprovozněno v Centru výzkumu Řež, je světově unikátní v tom, že dokáže simulovat právě takové podmínky. Na světě existuje několik podobných zařízení, ale jediná HELCZA disponuje současně odpovídajícím vysokým výkonem a dostatečnými rozměry testova-

cí nádoby pro umístění celého panelu první stěny ITER. Jednotlivé panely mají rozměry zhruba  $1 \times 1,5$  metru a váží bezmála 1,5 tuny. Princip samotného testování, kdy potřebný tepelný tok je realizován elektronovým paprskem, který extrémně rychle rastruje zatěžovanou plochu, byl popsán ve výše zmíněném článku. V tomto textu bych vedle samotného principu testování chtěl popsat i další velmi důležitý aspekt tohoto zařízení, který souvisí s velmi toxickým prvkem - beryliem.

Vzhledem k tomu, že panely první stěny musí odolat extrémní tepelné zátěži, jsou pokryty speciálními materiály. V případě ITER jsou to destičky z beryllia, které je poměrně těžko tavitelné, a proto je spolu s dalšími příznivými vlastnosti vhodné pro tyto účely. Tento prvek má však i negativní vlastnosti - beryllium a především jeho soli jsou velmi rizikové



| Obr. 2: Přechodový box pro transport panelu do/ze zařízení HELCZA |

ze zdravotního hlediska. Je extrémně toxické a potenciálně karcinogenní. Toxicita je dána zřejmě jeho schopností vytěsnit hořčík z enzymů. Při dlouhodobém vdechování zvýšeného množství aerosolu a mikroskopických částic s obsahem beryllia vzniká plicní choroba – chronická berylióza. Je známa již z první poloviny 20. století a prokazatelně postihuje pracovníky, kteří byli dlouhodobě vystaveni pobytu v prostředí s vysokým obsahem prachových částic na bázi beryllia. Jisté procento případů beryliózy obvykle dokonce přerůstá v plicní rakovinu.<sup>1</sup>

Při tepelném zatěžování panelu se beryllium samozřejmě uvolňuje z jeho povrchu a po otevření vakuové nádoby, ve které testová-

ní probíhá, se může uvolňovat i do dalších prostor zařízení HELCZA. Z tohoto důvodu bylo třeba pro ochranu personálu a okolního prostředí vybudovat velmi robustní opatření. Jde o systém 19 hermetických podtlakových boxů, které na základě čtyř stupňů podtlaku umožňují udržet kontaminaci v kontrolovaném prostoru. Hermetické prostory kromě toho slouží i pro bezpečný pohyb personálu, neboť obsahují i přechodové a dekontaminační boxy, které slouží pro bezpečné převlékání do a z ochranných skafandrů, které jsou nutné pro práci v kontaminovaných prostorách. Vzhledem k rozměrům a hmotnosti panelů bylo také nutné vyvinout a vyrobit manipulátory, které umožní dodaný panel vybalit z přepravního boxu, bezpečně



| Obr. 3: Jeden z boxů sloužících pro dekontaminaci | ■



Obr.4: Část systému vzduchotechniky |

ho přemístit až do vakuové nádoby a po testování umožnit jeho dekontaminaci a zpětný transport k výrobci.

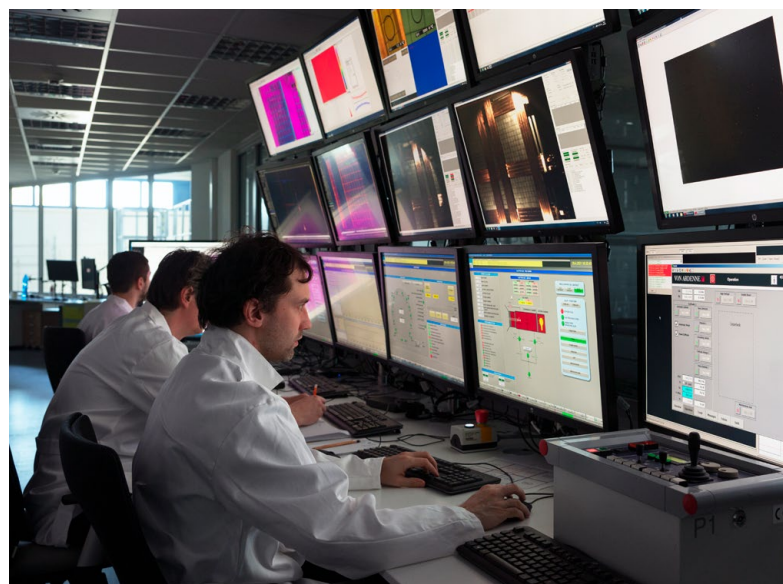
Pro testování panelů první stěny ITER muselo Centrum výzkumu Řež prokázat na základě testů prováděných na mock-upu schopnost testovat panely v souladu se zadáním, tedy s předepsanou homogenitou zatěžování dané plochy extrémním tepelným tokem, pod různými úhly dopadu elektronového paprsku a v nejrůznějších zátěžových cyklech. Součástí těchto testů bylo i prokázání správné funkce a nastavení všech diagnostických

a bezpečnostních systémů, které zaručují korektní sběr diagnostických dat pro další hodnocení provedených testů a nepoškození testovaných panelů. V březnu loňského roku byl organizací Fusion for Energy schválen takzvaný Commissioning Final Report, ve kterém byly shrnuty výsledky všech předprovozních testů a bylo tak dosaženo významného milníku, který je ze strany Fusion for Energy nutnou podmínkou pro možnost testování nejen prototypů, ale i ostrých panelů, které budou instalovány v ITER. Následně bylo zahájeno testování prvního dodaného prototypu, čímž bylo završeno mnohaleté úsilí expertů a tech-





Obr.5: Prototyp panelu první stěny před zavezením do vakuové nádoby (záběr z kamerového systému)



Obr. 6: Řídicí centrum zařízení HELCZA

Reference:

[1] <https://cs.wikipedia.org/wiki/Beryllium>

niků z Centra výzkumu Řež a partnerských společností ve výstavbě a zprovoznění tohoto unikátního komplexu. Aktuálně je testován už druhý prototyp a zařízení HELCZA je tak v rutinním provozu.

V Centru výzkumu Řež vybudováním zařízení HELCZA a souvisejících systémů vzniklo z mnoha pohledů světově unikátní zařízení, které vedle testování pro ITER může v budoucnu sloužit i ke zcela odlišným účelům, jako je například vývoj a testování prostředků pro dekontaminaci, manipulátorů pro využití v kontaminovaných prostředích nebo nácviků postupů a výcvik personálu při zvládnutí extrémních situací.

## Ing. Daneš Burket, Ph.D.



danes.burket@cvrez.cz

Po absolvování Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze v roce 1994 pracoval v Jaderné elektrárně Dukovany, kde prošel různými pozicemi až po vedoucího oddělení Reaktorová fyzika. V roce 2007 přešel na centrálu společnosti ČEZ, kde působil jako ředitel sekce Technická podpora a byl kromě jiného zodpovědný za zavádění programů řízení životnosti na jaderných i klasických elektrárnách a přípravu dokumentace pro prodloužení životnosti Jaderné elektrárny Dukovany. Od roku 2016 je ředitelem sekce Výzkum a vývoj v Centru výzkumu Řež.

Daneš Burket získal titul Ph.D. v oboru jaderné inženýrství, působil ve vědecké radě Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze a dozorčí a vědecké radě Výzkumného a zkušebního ústavu Plzeň. Byl členem týmů WANO (World Association of Nuclear Operators) Peer Review v japonské společnosti TEPCO a jaderných elektrárnách Fukushima Daiichi a Kashiwazaki Kariwa a v čínské jaderné elektrárně Tianwan. Od roku 2010 je prezidentem České nukleární společnosti.

# Fúzní elektrárny a jejich tepelná schémata

Ing. Jan Syblík<sup>1, 2</sup>, Ing. Jan Štěpánek, Ph.D.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Fakulta strojní ČVUT v Praze, Ústav energetiky

<sup>2</sup> Státní ústav radiační ochrany, v.v.i.

Jaderná fúze je slibným nízkouhlíkovým a nízkoe emisním zdrojem elektrické energie. Jednou z prvních fúzních elektráren bude demonstrační fúzní elektrárna DEMO. Klíčovým atributem, který ovlivňuje celý design této elektrárny, je její sekundární cyklus. Oproti klasickému parnímu Rankinově cyklu je možné využít další chladicí média, jako například nadkritické CO<sub>2</sub> v Braytonově oběhu. Výhody nadkritického CO<sub>2</sub> jsou zejména v kompaktnějším zapojení sekundárního cyklu, tedy nižších investičních nákladech na celé zařízení při zachování vysoké účinnosti celé elektrárny.

Nuclear fusion is a promising low-carbon and low-emission source of electricity. The first fusion power plant will be the DEMO (DEMONstrational fusion power plant). One of the key attributes that influences the whole design of this power plant is its secondary loop. In contrast to the classical steam Rankine cycle, it is possible to use different cooling media, such as supercritical CO<sub>2</sub> in the Brayton cycle. The advantages of supercritical CO<sub>2</sub> are mainly in the compactness of the secondary circuit, i.e., lower investment costs for the entire power plant while maintaining the high efficiency of the entire power plant.

Milníkem v oblasti výzkumu fúzních zařízení je zprovoznění experimentálního fúzního reaktoru ITER, který by měl být schopen udržet první vyrobené plazma v roce 2025. Postup při vývoji a výstavbě experimentálního reaktoru ITER, který se staví ve francouzském Cadarache, ukázal na výzvy zejména v oblasti strojírenského průmyslu. Z tohoto důvodu se fúzními zařízeními začala zabývat i skupina výzkumníků z Fakulty strojní ČVUT v Praze na Ústavu energetiky.

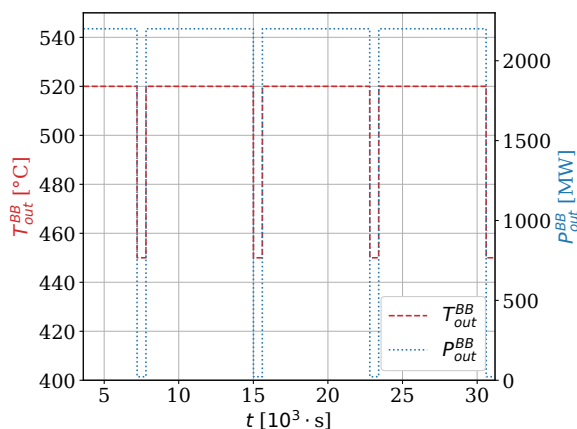
## FÚZNÍ ELEKTRÁRNY DEMO

Koncept fúzní elektrárny se v Evropské unii rozvíjel od konce 20. století. Energie z jaderné fúze umožní vyrábět elektřinu s minimálními dopady na životní prostředí a s prakticky nevyčerpatelnými a celosvětově dostupnými zásobami jaderného paliva. V roce 2012 vznikl plán nazvaný „Fusion Electricity, a Roadmap to the Realization of Fusion Energy“, ve kterém se deklaroval zájem EU uvést do provozu demonstrační fúzní elektrárnu s názvem DEMO do roku 2050 a nastínil hlavní výzvy výzkumu jaderné fúze, které je třeba řešit. Po zpoždění projektu ITER byla v roce 2018

vydána aktualizace tohoto plánu, která předpokládá uvedení DEMO do provozu 20 let po zprovoznění experimentálního reaktoru ITER.

Projekt DEMO je rozdělen na dvě plánované elektrárny DEMO1 a DEMO2. První jmenovaný typ elektrárny by měl pracovat na principu induktivního ohřevu plazmatu. Její plánované spuštění se očekává v roce 2050. Indukce elektrického proudu v plazmatu je typickou vlastností tokamaků, což komplikuje jejich energetické využití. K indukci dochází pouze při změně elektrického proudu v centrálním solenoidu. K udržení plazmatu musí být použit stejnosměrný proud, který ale nelze zvyšovat donekonečna. Dnešní tokamaky tedy zatím fungují v pulzním režimu. Elektrárna DEMO2 by již měla být vybavena zařízením pro neinuktivní generování elektrického proudu.

Jedním z klíčových problémů je tedy nestabilita výstupního výkonu elektrárny. Změna maximální teploty chladiva  $T_{out}^{BB}$  a tepelného výkonu  $P_{out}^{BB}$  tokamaku DEMO1 v čase  $t$  je vidět na obrázku 1. Vždy po dvou hodinách dojde na cca deset minut k odstavení reaktoru.



■ Obr. 1: Aproximace vývoje teploty a výkonu během provozu [1]

Právě z důvodu nestability výkonu fúzní elektrárny se ve výzkumu zaměřujeme na různé metody implementace úložiště energie v rámci komplexu elektrárny. Mezi navrhovanými variantami jsou pevnolátkové zásobníky tepelné energie, systém skladování energie pomocí roztavených solí či bateriové farmy. Tyto systémy je třeba navrhnout tak, aby byly efektivní nejen z hlediska účinnosti, ale i velikosti celého zařízení a zejména flexibility, tedy aby mohly pružně reagovat na výkyvy ve výrobě elektriny.

### SEKUNDÁRNÍ OKRUH PRO ELEKTRÁRNU DEMO

V současné době existují dva přístupy k přeměně tepelné energie produkované fúzním reaktorem. První tradiční přístup jde cestou využití standardu, který se na elektrárnách aplikuje od nepaměti, tedy kondenzační Rankinův parní oběh na obrázku 2. Tento oběh je použit právě v referenčních modelech elektráren DEMO. Druhým přístupem, jak využít energii fúze, je nadkritický oběh s použitím kysličníku uhličitého ( $sCO_2$ ), jehož schéma je na obrázku 3.

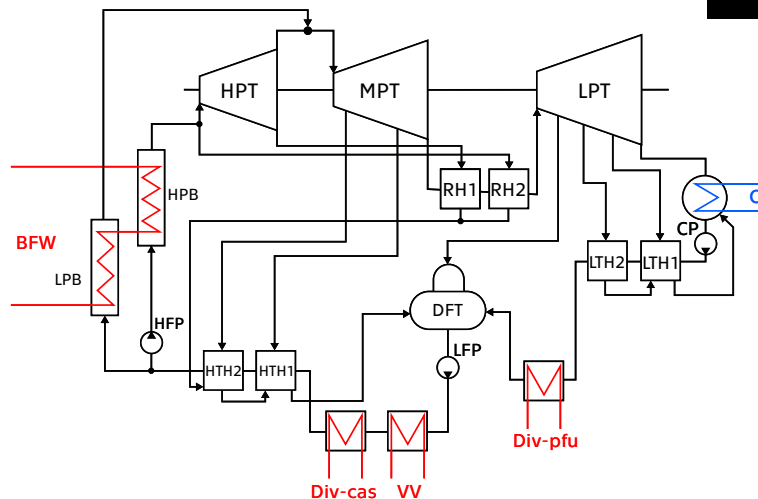
Výzkum na Ústavu energetiky Fakulty strojní se zaměřuje právě na nahrazení parního Rankinova cyklu využitím  $sCO_2$  oběhů pro fúzní elektrárny. Preference parního cyklu je založena na skutečnosti, že parní cyklus je osvědčený, plně industrializovaný a standardizovaný a použití komerčně dostupného řešení sníží rizika ve výstavbě a provozu elektráren DEMO. Braytonův tepelný oběh využívající  $CO_2$  v jeho

nadkritických stavech se dostává do popředí zájmu ve výzkumu především díky příslibu malých rozměrů jednotlivých komponent (kompresorů, turbin a tepelných výměníků) při zachování vysoké účinnosti přeměny tepelné energie na energii mechanickou a následně v tu elektrickou.

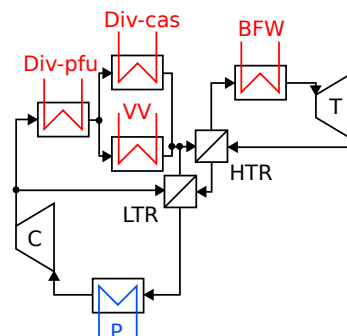
### NADKRITICKÉ $CO_2$

Kysličník uhličitý je plyn, který je v posledních letech hojně skloňován především v souvislosti se skleníkovým efektem a globálním oteplováním. Získává tak v očích veřejnosti neblahou pověst. Nicméně z pohledu termodynamiky se jedná o velmi zajímavý plyn především díky poloze jeho takzvaného kritického bodu. Kritický stav je stav tekutiny, kde její tlak a teplota nabývá takových hodnot, že se zde stírá rozdíl mezi plynnou a kapalnou fází. Jinými slovy, nad kritickým tlakem se již nevyskytuje dvoufázová oblast. V praxi to zjed-

■ Obr. 2: Rankin-Clausinův parní oběh pro elektrárnu DEMO2 [2]



■ Obr. 3: Jednoduchý Braytonův cyklus pro elektrárnu DEMO2 [2]



nodušeně znamená, že když budete zahřívát vodu při konstantním tlaku vyšším než je jeho kritická hodnota (~22 MPa), neobjeví se ve vodě žádné parní bublinky – voda se plynule přemění v páru v celém objemu. S kritickým tlakem se zároveň pojí termín kritické teploty, při které právě k překlenutí dvoufázové oblasti dojde (u vody při 374 °C). Jak je patrné, stavové hodnoty kritického bodu u vody jsou relativně vysoké. Oproti ní, kritický tlak a teplota CO<sub>2</sub> se nachází na hodnotách 31 °C a přibližně 7,4 MPa. Zde je důležitá právě teplota. Jednou z hlavních nevýhod Braytonova plynového oběhu (např. heliového) je značná kompresní práce, tj. příkon kompresoru. To je způsobené velkým nárůstem teploty při daném kompresním poměru. U vody je v porovnání s tím příkon napájecích čerpadel zanedbatelný. Pokud však kompresor nasává tekutinu v blízkosti kritického bodu, je potřebná kompresní práce díky blízkosti izobar značně snížena a zvyšuje se tak účinnost celého tepelného oběhu. Jelikož je v případě CO<sub>2</sub> kritická teplota pouhých 31 °C, lze ji snadno dosáhnout standardním chlazením z vodního zdroje, či vzduchovými chladiči. Důsledkem toho, že se v plynových obězích pohybujeme vždy v jednofázové oblasti, odpadá tak z tepelného oběhu potřeba komponent – parogenerátorů, regeneračních ohříváků páry, napájecích nádrží, kondenzátorů a dalších. Tím se celé zařízení značně zjednodušuje při často stejné či vyšší účinnosti oproti kondenzačnímu parnímu oběhu.

Výzkum sCO<sub>2</sub> sahá až do 60. let minulého století, ale první Braytonův oběh s částečnou kondenzací CO<sub>2</sub> byl realizován již v roce 1948 (Sulzer Bros). V 60. letech se pak G. Angelino (Itálie) a E. G. Feher (USA) zabývali především zvyšováním účinnosti těchto tepelných oběhů s různými způsoby uspořádání komponent. V roce 1970 R. A. Strub a A. J. Frieder publikovali studii, ve které bylo využito rekompresního oběhu s sCO<sub>2</sub> pro výrobu elektřiny na vysokoteplotních jaderných reaktorech chlazených heliem. Renesance tohoto výzkumu přišla ale až v roce 2004 s prací Václava Dostála, která se zaměřila na využití sCO<sub>2</sub> plynových oběhů pro jaderné reaktory IV. generace. Od té doby se po celém světě zkoumají cesty využití sCO<sub>2</sub> oběhů pro různé aplikace

jako geotermální energie, solární energie, využití odpadního tepla z různých průmyslových procesů, pro palivové články a další.

Za účelem zvyšování účinnosti celé elektrárny je nutné sekundární cykly pro fúzní elektrárny vhodně optimalizovat, což s sebou nese hned několik výzev. První je relativně velké množství proměnných ovlivňující náročnost výpočtu. Z velkého množství výsledků je tedy nutné zvolit vhodnou kombinaci fyzikálních parametrů, které splňují okrajové podmínky výpočtu při co nejlepších požadovaných kritériích jako je účinnost, investiční, provozní náročnost atd. Další výzvou je již zmiňovaný pulsní režim elektrárny DEMO1, kdy optimalizační proces v sobě musí mít zahrnutý zásobník energie vyrovnávající výkon elektrárny, aby se pulzní výkon fúzního reaktoru nepromítal do přenosové elektrické soustavy.

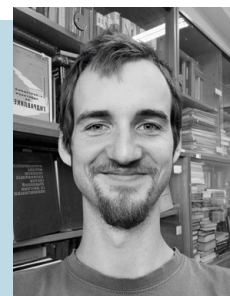
## KOMPONENTY PRO NADKRITICKÉ CO<sub>2</sub>

Součástí návrhu sekundárního cyklu jsou i technologická řešení jednotlivých strojních zařízení. V rámci výzkumu se zabýváme návrhem turbín, kompresorů a výměníků pro sCO<sub>2</sub>.

Jak již bylo uvedeno, výhodou sCO<sub>2</sub> je kompaktnost sekundárního okruhu, která je vidět například na odlišné velikosti turbín pro různá média na obrázku 4. To je důsledkem vysoké hustoty nadkritického CO<sub>2</sub>, které má

## Ing. Jan Syblík

jan.syblík@fs.cvut.cz



Postgraduálně studuje na Ústavu energetiky Fakulty strojní ČVUT v Praze a od roku 2019 pracuje v Oddělení hodnocení a výzkumu jaderné bezpečnosti Státního ústavu radiální ochrany, v.v.i. Zabývá se subkanálovou analýzou aktivní zóny jaderných reaktorů, návrhy tepelných cyklů na bázi nadkritického oxidu uhličitého, technologií malých modulárních reaktorů a integrací jaderné fúze do energetiky.

v našich aplikacích před turbínou hustotu přibližně  $225 \text{ kg/m}^3$ , na výstupu z turbíny přibližně  $70 \text{ kg/m}^3$ . Pro porovnání pára nabývá hustot  $65$  resp.  $0,0355 \text{ kg/m}^3$ . Tyto hustoty se společně s hmotnostními průtoky přímo odrážejí v objemových průtocích danými komponentami a tím i do potřebných průtočných ploch a v konečném důsledku do objemu té které komponenty. Obecně lze říci, že například délky lopatek v turbíně jsou zhruba  $10\times$  kratší oproti těm na parním stupni. Vysoká hustota, velké hmotnostní průtoky a krátké lopatky však kladou na konstrukci točivých strojů pracujících s  $s\text{CO}_2$  vysoké nároky na těsnění a pevnostní návrh.

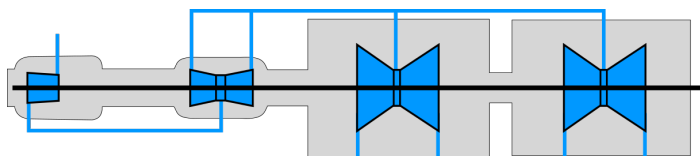
V současné době již také probíhají, ve spolupráci s firmou ATEKO a.s., práce na návrhu mikrokanálových výměníků, které budou zajišťovat předávání tepla do sekundárního okruhu z chlazení blanketu, vakuové nádoby a divertoru. Druhá skupina těchto výměníků, bude plnit činnost rekuperačních výměníků tepla (LTR a HTR na obrázku 2).

Komplexnost a rozměry celého sekundárního okruhu se odráží zejména v investičních nákladech na celé zařízení. Předběžné výsledky optimalizace  $s\text{CO}_2$  cyklů naznačují nižší investiční náklady v řádu  $40\%$  oproti parnímu oběhu při poklesu účinnosti asi o  $1,5$  procentního bodu. Vzhledem k předpokládaným nízkým nákladům na palivo ve fúzních elektrárnách nemusí být vysoká účinnost hlavním hlediskem pro volbu provedení sekundárního okruhu. Jednoduchost, kompaktnost a zároveň stále vysoká účinnost může být právě tím, co může být atraktivní právě na využití plynového oběhu s  $s\text{CO}_2$ .

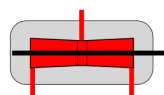
## ZÁVĚR

Výzkum potvrdil konkurenceschopnost  $s\text{CO}_2$  pro fúzní aplikace vůči parním cyklům jak z hlediska termodynamického, tak i z hlediska ekonomického. Klíčovým tématem v oblasti  $s\text{CO}_2$  však zůstává materiálový výzkum a detailní návrhy jednotlivých komponent o vysokém výkonu. V budoucnu se naše skupina plánuje zaměřit právě na návrh  $330 \text{ MW}$  axiálního kompresoru, na další rozvoj  $s\text{CO}_2$  turbín a na návrhy výměníků pro fúzní aplikace.

Obr. 4: Porovnání velikostí turbín pro páru a  $s\text{CO}_2$  stejného výkonu



Parní turbína  $1000 \text{ MW}$  (Toshiba TC4F-43)  
délka  $34,5 \text{ m}$



$s\text{CO}_2$  turbína  $1000 \text{ MW}$  (návrh)  
délka  $6 \text{ m}$

Díky rozsáhlému výzkumu získala naše skupina značné renomé nejen mezi fúzní ale i mezi  $s\text{CO}_2$  vědeckou komunitou po celém světě. Díky tomu se ve výzkumu doplňujeme například s Ústavem fyziky plazmatu Akademie věd ČR, Centrem výzkumu Řež, Centrem pro pokročilá turbosoustrojí a energetiku na Univerzitě střední Floridy (University of Central Florida) v USA či s Ústavem mechaniky hornin (Institut für Gebirgsmechanik GmbH) v Lipsku.

## Reference:

- [1] Jan Syblík, et al., Fusion DEMO  $s\text{CO}_2$  Layout Design with Battery Farm. Dostupné z SSRN: <https://ssrn.com/abstract=3933568> či <http://dx.doi.org/10.2139/ssrn.3933568>
- [2] Jan Štěpánek, et al., Comprehensive comparison of various working media and corresponding power cycle layouts for the helium-cooled DEMO reactor, Fusion Engineering and Design, Volume 166, 2021, 112287, ISSN 0920-3796, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112287>
- [3] Slavomír Entler, et al., Optimization of the supercritical  $\text{CO}_2$  power conversion system based on the net efficiency under conditions of the pulse-operated fusion power reactor DEMO, Applied Thermal Engineering, Volume 194, 2021, 116884, ISSN 1359-4311, <https://doi.org/10.1016/j.applthermaleng.2021.116884>

## Ing. Jan Štěpánek, Ph.D.



[j.stepanek@fs.cvut.cz](mailto:j.stepanek@fs.cvut.cz)

Na Ústavu energetiky Fakulty strojní ČVUT v Praze vede kurzy pokročilé termohydrauliky a věnuje se experimentální činnosti z oblasti problematiky přestupu tepla. Dlouhodobě se zaměřuje na optimalizaci  $s\text{CO}_2$  tepelných cyklů, akumulaci energie pomocí  $s\text{CO}_2$  a numerickému zpracování obrazu. Zároveň je vedoucím skupiny Cenelin, která vytváří volně dostupnou verzi virtuální jaderné elektrárny.

# Česká stopa v projektu ITER

**Ing. Slavomír Entler, Ph.D.,  
doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.**

Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky

Československo se k projektu ITER připojilo v prosinci 1989. Změna politické orientace Československa v roce 1989 vedla k ukončení účasti Československa v projektu. V roce 1999 byla podepsána asociační dohoda EURATOM-IPP.CR, na jejímž základě byla vytvořena výzkumná skupina IPP.CR, která se zapojila do fúzního výzkumu. Nejvýznamnějšími z aktivit souvisejících s projektem ITER byla instalace, zprovoznění a vědecké využívání tokamaku COMPASS v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR a testování první stěny reaktoru ITER v ÚJV Řež a v Centru výzkumu Řež.

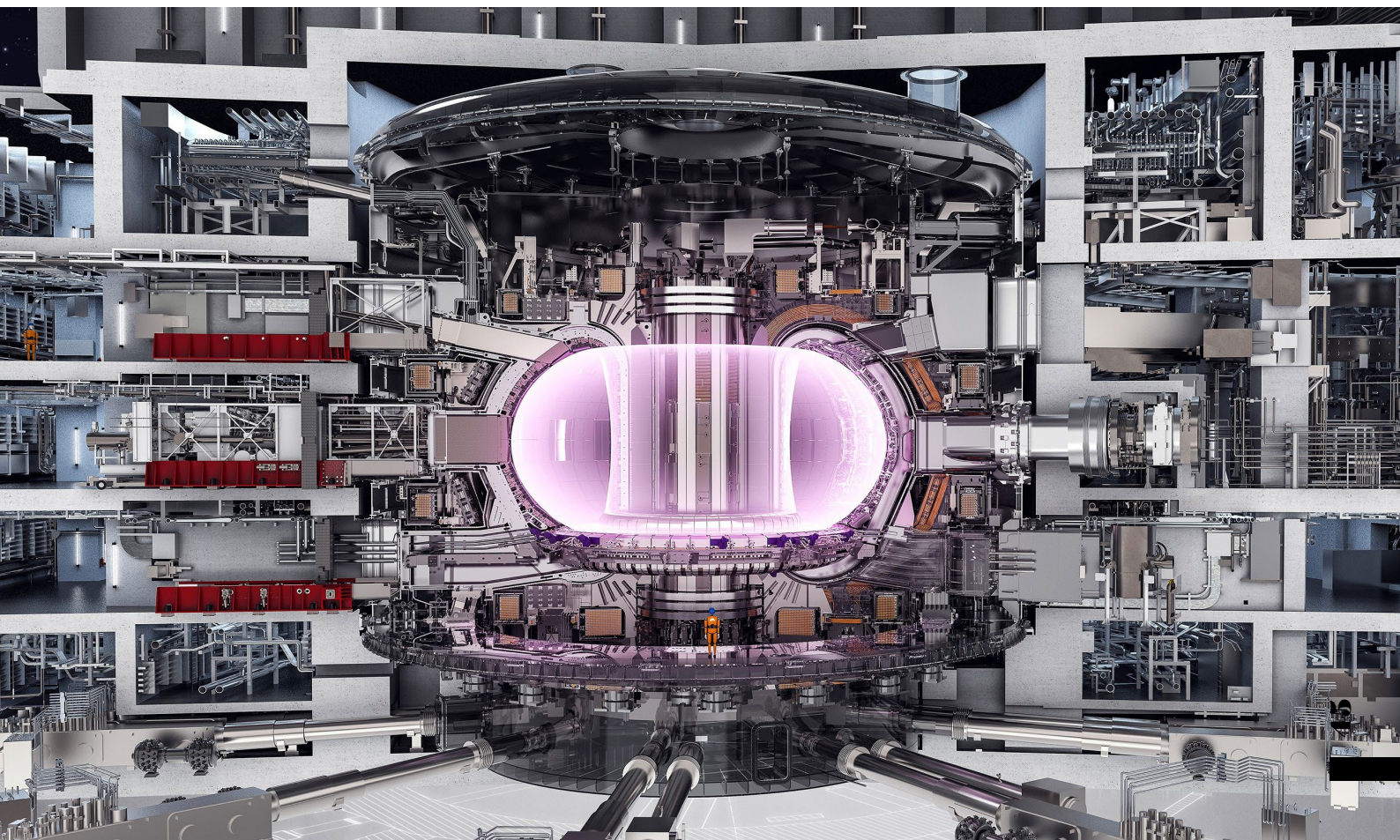
Czechoslovakia joined the ITER project in December 1989. A change in the political orientation of Czechoslovakia in 1989 led to the termination of Czechoslovak participation in the project. In 1999, the EURATOM-IPP.CR Association Agreement was signed and the research unit IPP.CR has been involved in fusion research. The most important activities related to the ITER project were the installation, commissioning, and scientific exploitation of the COMPASS tokamak at the Institute of Plasma Physics of CAS and the testing of the ITER first wall at the ÚJV Řež and the Research Centre Řež.

Projekt mezinárodního termojaderného experimentálního reaktoru ITER má počátek v roce 1985 na summitu Ronalda Reagana a Michaila Gorbačova v Ženevě, kde se oba státníci dohodli na společném vývoji nevyčerpatelného zdroje energie, jaderné fúze. Ve Spojených státech v té době doznávaly ropné krize sedmdesátých let, v Sovětském svazu se objevovaly náznaky hospodářské krize a oba státníci potřebovali deklarovat širokou spolupráci mezi západním a východním politickým blokem. Smlouvu o projektu podepsaly v roce 1987 USA, SSSR, Evropské společenství a Japonsko.

Přistoupení dalších zemí bylo možné pouze prostřednictvím některého ze signatářů smlouvy. Československo se k projektu připojilo v prosinci 1989 prostřednictvím SSSR na základě iniciativy Ústavu jaderného výzkumu Řež (ÚJV) a Ústavu fyziky plazmatu ČSAV (ÚFP). Změna politické orientace Československa v roce 1989 ale přinesla úplné přeru-

šení spolupráce se Sovětským svazem, které ve svém důsledku vedlo k ukončení účasti Československa v projektu. Na počátku devadesátých let Československo nepatřilo k Sovětskému svazu ani do Evropského společenství a nebylo se tak ke komu připojit.

V devadesátých letech se postupně vytratila počáteční politická podpora projektu. Ropné krize se staly zapomenutou minulostí a východní blok se rozpadl. To vedlo k tomu, že USA v roce 1998 projekt opustily. V následujících letech byl návrh reaktoru s cílem snížení finančních nákladů přepracován a reaktor byl zmenšen, avšak jeho osud byl nejistý. Impulsem pro oživení projektu se stal hospodářský růst Číny a Jižní Koreje, které se v roce 2003 k projektu připojily. Vstup Číny přiměl USA, aby se do projektu ve stejném roce vrátily. Připojením Indie v roce 2005 se projekt ITER stal globálním projektem, kterého se účastní země s více než polovinou obyvatel Země produkující více než 80 % celosvětového HDP.

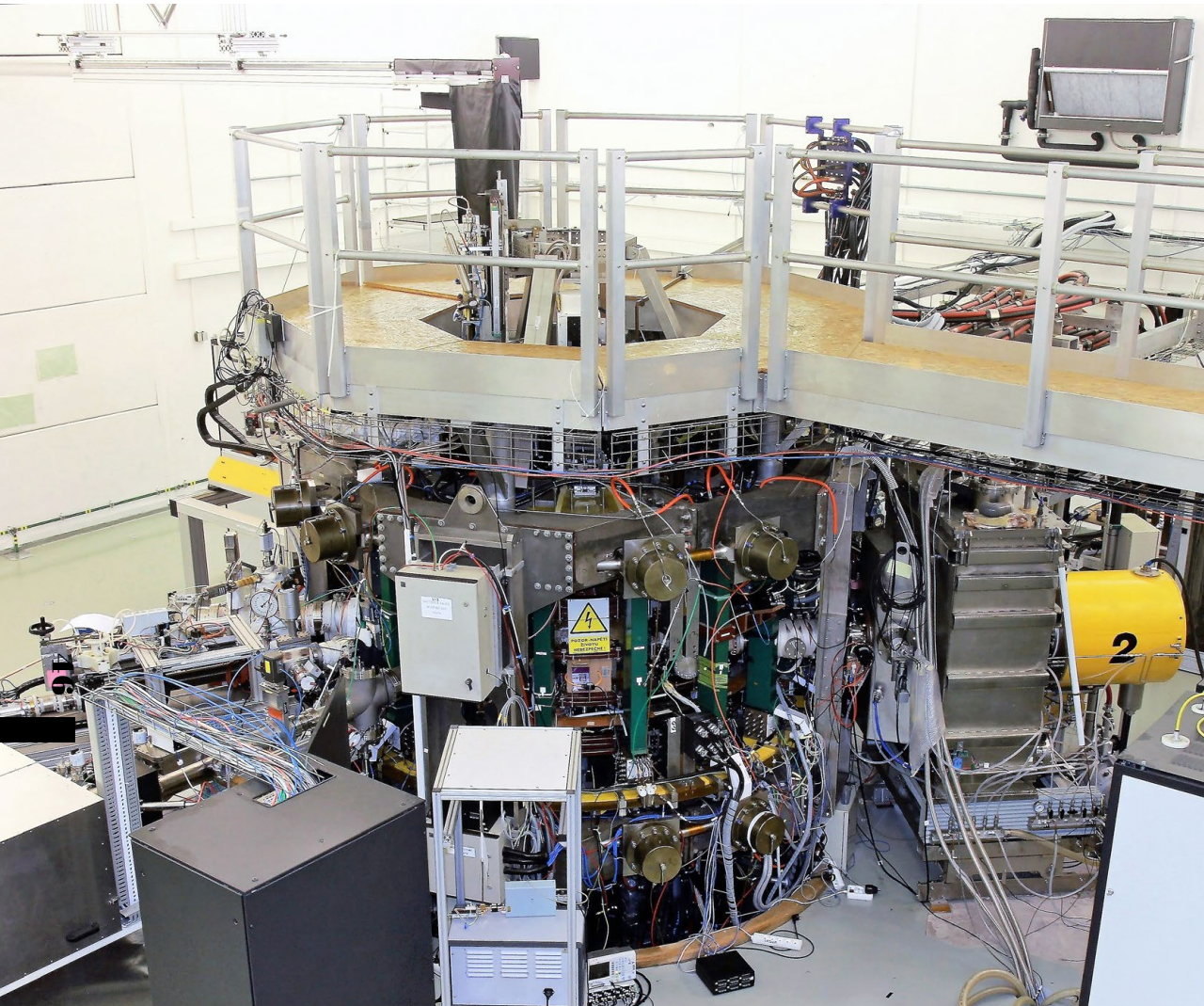


Obr. 1: Vizualizace fúzního reaktoru ITER (zdroj ITER) | ■

Naše cesta zpět do projektu vedla přes Evropskou unii. Díky úsilí vedení ÚFP byla v roce 1999 uzavřena asociační dohoda EURATOM-IPP.CR, kterou se Česká republika připojila k Dohodě o evropském fúzním výzkumu EFDA. Na základě asociační dohody byla vytvořena výzkumná skupina IPP.CR, jejíž činnost koordinoval ÚFP a dalšími účastníky byly ÚJV, Ústav fyzikální chemie AV ČR J. Heyrovského, Ústav jaderné fyziky AV ČR, Ústav aplikované mechaniky Brno, Ústav fyziky materiálů AV ČR, Univerzita Karlova a ČVUT. Skupina se postupně zapojila do řešení výzkumných úkolů z oblastí fyziky okrajového plazmatu, interakce plazmatu s materiály, vývoje senzorů a diagnostických přístrojů, vývoje pokročilých materiálů, testování konstrukčních ocelí a keramických materiálů, testování vzorků první stěny a technologie eutektické slitiny LiPb.

Nejvýznamnější aktivitou byla instalace a zprovoznění tokamaku COMPASS v letech 2006–2008, jehož plazma velikostí a tvarem odpovídalo jedné desetině plazmatu ITER. Kromě tokamaku COMPASS existovaly pouze dva další tokamaky s konfigurací podobnou ITER – tokamak ASDEX-U v německém Garchingu a tokamak JET v britském Culhamu. Fyzikální podobnost plazmatu v těchto tokamacích umožnila předpovídat parametry plazmatu a extrapolovat je směrem k reaktoru ITER. Tokamak COMPASS sehrál důležitou roli v predikci procesů, které budou v reaktoru ITER probíhat.

Fyzika termojaderného plazmatu je po teoretické stránce velmi složitá a současný stav poznání neumožňuje chování plazmatu přesně analyticky popsat. Jedinou cestou často

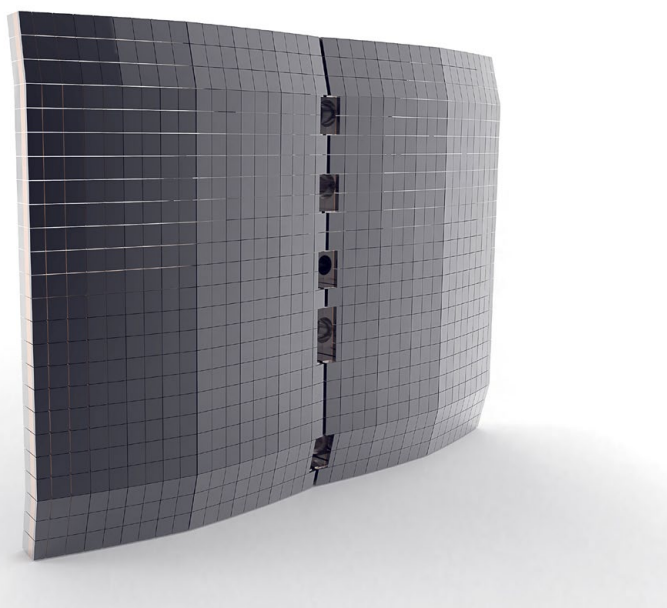


| Obr. 2: Tokamak COMPASS (foto ÚFP) |

bývá využití škálování inženýrských parametrů z existujících zařízení směrem k novým. Za 12 let provozu bylo na tokamaku COMPASS na žádost ITER Organization provedeno velké množství experimentů, které přispěly k pochopení a extrapolaci jevů klíčových pro konstrukci a provoz reaktoru ITER. Jedním z významných příspěvků tokamaku COMPASS byla rozsáhlá série experimentů zaměřená na optimalizaci tvaru první stěny reaktoru ITER. Horké plazma reaktoru bude obklopeno první stěnou složenou z modulů s povrchem z beryllia. Část z nich bude v počáteční fázi výboje v intenzivním kontaktu s plazmatem.

Povrch modulů má tvar vlny, u které jsou střed a okraje zapuštěny dále od plazmatu, aby se snížilo jejich tepelné namáhání. Při simulaci počáteční fáze výboje na současném největším evropském tokamaku JET poblíž Oxfordu se zjistilo, že z neznámých důvodů dochází k roztavení a poškození povrchu modulů první stěny na vrcholech vlny. Na tokamaku COMPASS byl poté experimentálně objeven a popsán nový fyzikální jev, který tento problém způsoboval. Na základě výsledků provedených experimentů český tým pro ITER navrhl úpravy tvaru první stěny, které problém poškozování povrchu modulů odstraní.





Obr. 3: Modul první stěny reaktoru ITER s povrchem ve tvaru vlny podle výpočtu ÚFP (zdroj ITER)



Obr. 4: Sensorová jednotka Hallovyh senzorů ITER (zdroj ÚFP)

Tokamak COMPASS také pomohl například vyřešit problém týkající se nezbytné přesnosti uložení mnohatunových cívek magnetického pole reaktoru ITER, který je kritický především v případě uložení centrálního solenoidu. Centrální solenoid ITER váží přes 1 000 tun a jeho přesné uložení je technologicky limitované. Přitom i velmi malé odchylky magnetického pole způsobené nepřesným uložení solenoidu s intenzitou v řádu desetitisíciny velikosti hlavního magnetického pole mohou mít vliv na chování plazmatu. Proto bude reaktor ITER vybaven sadou korekčních cívek, které budou napravovat odchylky magnetického pole. Nebylo ale zcela jasné, zda korekční cívky dokážou kompenzovat vychýlení centrálního solenoidu v plném rozsahu určeném montážními postupy. Tokamak COMPASS vybavený vysoce flexibilní sadou magnetických cívek jako jediný tokamak na světě dokázal realizovat potřebné experimenty a otestovat schopnost korekčních cívek ITER kompenzovat montážní nepřesnosti umístění centrálního solenoidu.

Dalším významným příspěvkem vědců z ÚFP do projektu ITER bylo vyvinutí senzorů magnetického pole na bázi Hallova jevu. Měře-

ní magnetického pole umožňuje sledovat základní provozní veličiny, jako jsou poloha a tvar plazmatu nebo proud tekoucí plazmatem. Hlavním požadavkem kladeným na senzory byla jejich vysoká teplotní a radiační odolnost. Proto byl rozpracován koncept Hallovyh senzorů založených na tenké vrstvě bismutu, který byl na konci roku 2016 úspěšně obhájen v oponentním řízení před mezinárodní expertní komisí ITER a o dva roky později byla zahájena výroba senzorů. Hallovy senzory budou v reaktoru ITER instalovány na vnějším plášti vakuové nádoby reaktoru a budou uloženy po dvojicích v sensorových jednotkách pro měření normálové a tangenciální složky magnetického pole.

Souběžně s rozsáhlým výzkumem v ÚFP probíhaly také významné výzkumné aktivity v oblasti fúzních technologií nejprve v ÚJV a později v Centru výzkumu Řež (CVŘ) v Řeži u Prahy. Nejvýznamnějšími z nich byly a dosud jsou experimenty související s odolností první stěny reaktoru ITER.

V roce 2004 byla v ÚJV zahájena konstrukce aktivní reaktorové sondy TW3 pro testování vzorků první stěny ITER. Sonda umož-



Obr. 5: Reaktorová sonda TW3 (zdroj ÚJV) |

nila v aktivní zóně reaktoru LVR-15 cyklicky ohřívat vzorky první stěny tepelným tokem  $0,5 \text{ MW/m}^2$  a dosáhla při souběžném radiačním a neutronovém ozařování rekordních 17 000 teplotních cyklů. Tím sonda překonala všechna ostatní podobná zařízení ve světě, která nedosáhla ani polovičního počtu cyklů. Testy měly za cíl prověřit kromě celkové stability konstrukce především hipovaně (izostaticky lisované za tepla) spoje mezi berylliovou povrchovou vrstvou, měděným chladičem a ocelovou nosnou konstrukcí. Přes vysoké cyklické zatížení vzorky prošly testem úspěšně a experiment prokázal spolehlivost zvolených výrobních technologií.

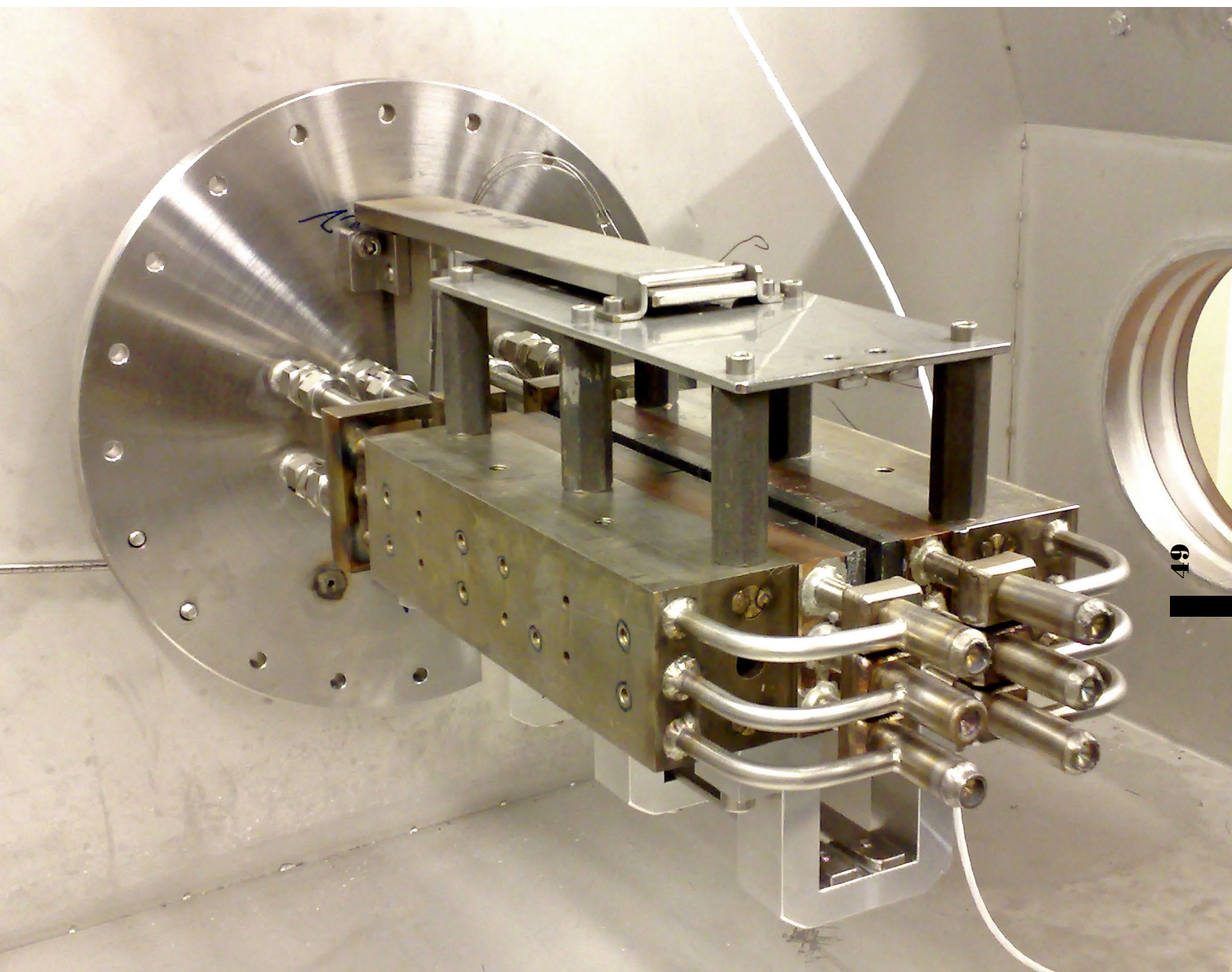
Pro další testování aktivně chlazených vzorků první stěny cyklickým tepelným tokem  $0,5 \text{ MW/m}^2$  vědci v ÚJV vyvinuli autonomní testovací zařízení BESTH. Na zařízení byly testovány vzorky první stěny z Číny, Ruské federace, Jižní Koreje, Evropské unie a z USA. Zařízení BESTH umožnilo zatížit vzorky první stěny v každém testu až 30 000 tepelnými cykly. Po testu byly vzorky ultrazvukově testovány a nebylo zjištěno žádné porušení jejich integrity.

Na úspěšné testování vzorků první stěny navázalo testování předsériových a sériových modulů první stěny ITER vysokým tepelným tokem v experimentálním komplexu HELCZA. HELCZA je vybavena elektronovým dělem o výkonu 800 kW, které umožňuje ozařovat povrch modulů první stěny v širokém rozsahu hustot tepelného toku. Základní funkcí HELCZA je cyklické zatěžování plnoformátových modulů první stěny vysokým tepelným tokem a jejich diagnostika. HELCZA úspěšně prošla kvalifikací a v současné době již v komplexu probíhají první testy modulů první stěny.

Kromě testování první stěny se vědci v Řeži zapojili do vývoje testovacích modulů blanketu (TBM) budoucích fúzních elektráren, které budou jako samostatný experiment umístěny v reaktoru ITER. Byly zpracovány koncepční studie TBM, byly provedeny testy radiační odolnosti konstrukční oceli EUROFER a na dřívější



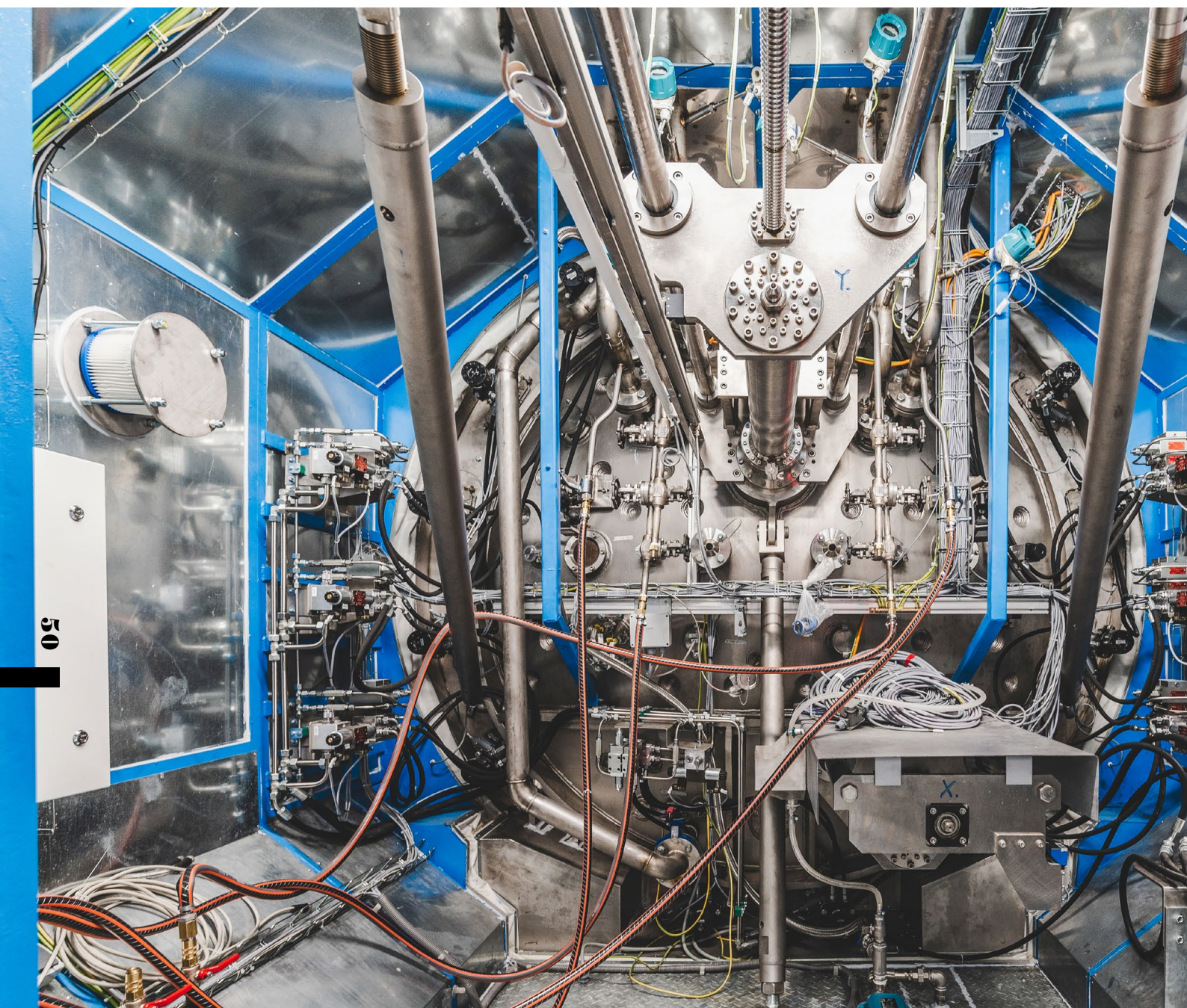
Obr. 6: Vzorek první stěny ze sondy TW3 v horkých komorách po otestování (foto CVŘ) |



Obr. 7: Experimentální zařízení BESTH (foto CVŘ) | ■

výzkum tekutých kovů v ÚJV navázal experimentální výzkum a vývoj technologie tekuté eutektické slitiny LiPb. Do vývoje TBM spadá také realizace makety podpůrného systému TBM, simulující prostor ekvatoriálního portu #16 reaktoru ITER v měřítku 1 : 1, určené pro vývoj a testování robotických procesů údržby, opravy a výměny podpůrných zařízení TBM.

Vysoká úroveň českých vědců a jejich přínos pro projekt ITER byly oceněny jmenováním ředitele ÚFP doc. RNDr. Radomíra Pánka, Ph.D. do funkce místopředsedy Správní rady a předsedy Technického poradního panelu Evropského společného podniku Fusion for Energy, který zajišťuje realizaci evropské části projektu ITER, a do Vědecké rady projektu ITER.



Obr. 8: Testovací komplex HELCZA (zdroj: Centrum výzkumu Řež) |

Vedle výzkumných a vývojových prací se Česká republika do projektu ITER zapojila v omezené míře i technologickými dodávkami. Za všechny jmenujme dodávky heliových turbocirkulátorů firmy ATEKO a.s. z Hradce Králové nebo velkokapacitních kryogenických zásobníků firmy Chart Ferro, a.s. z Děčína. Na výrobě senzorů magnetického pole se podílely firmy HVM PLASMA, spol. s r.o., PLASMA-TECHNOLOGIC s.r.o., PragoBoard s.r.o. nebo firma Petr Sládek a v nedávné době

se připojil ELCERAM a.s. Zapojení tuzemského průmyslu je ale přes podporu tuzemských i evropských institucí nízké. Příčinou je malá snaha tuzemských výrobců přizpůsobit se náročným podmínkám celoevropských výběrových řízení. Získání a průběh dodávek jsou charakteristické náročnou administrativou a komunikací v anglickém jazyce, což řadu firem odrazuje. Naši výrobci tím bohužel přicházejí o zakázky na špičkové technologie s vysokou přidanou hodnotou.



## Ing. Slavomír Entler, Ph.D.



entler@ipp.cas.cz

Absolvent Moskevského energetického institutu, obor Jaderné elektrárny a zařízení. Po ukončení studia pracoval v Ústavu jaderného výzkumu Řež (ÚJV) a v roce 1989 byl jmenován gestorem ÚJV pro projekt ITER. Po zrušení účasti Československa v projektu ITER odešel do soukromé sféry. Do fúzního výzkumu se vrátil v roce 2013 a působil ve funkci vedoucího výzkumné aktivity Technologie první stěny fúzního reaktoru v Centru výzkumu Řež, byl členem projektové skupiny evropského konsorcia EUROfusion pro vývoj divertoru fúzního reaktoru DEMO a zástupcem ČR v Radě fúzních laboratoří při evropské agentuře Fusion for Energy. Vědeckou aspiranturu absolvoval v oboru Energetické stroje a zařízení na Fakultě strojní ČVUT v Praze.

Od roku 2015 pracuje v oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR a vyučuje na Fakultě strojní a Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze. Zabývá se vývojem senzorů pro fúzní reaktory a otázkami integrace fúzních reaktorů do energetiky.

12

## doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.



panek@ipp.cas.cz

Absolvent Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy, kde následně obhájil disertační a habilitační práci. Působil ve funkci vedoucího oddělení Tokamak a byl odpovědný za projekt tokamaku COMPASS. Od roku 2015 je ředitelem Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, kde také vede projekt nového tokamaku COMPASS-U. V roce 2020 byl jmenován do funkce místopředsedy Správní rady a předsedy Technického poradního panelu Evropského společného podniku Fusion for Energy, který zajišťuje evropskou část projektu ITER s rozpočtem 12 miliard eur. Reprezentuje Evropu ve Vědecké radě projektu ITER a v programovém výboru nového japonsko-evropského tokamaku JT60-SA. Ve své vědecké práci se zabývá zejména technologií fúzních zařízení, interakcí vln s plazmatem, fyzikou okrajového plazmatu či vývojem pokročilých diagnostik. Přednáší na Matematicko-fyzikální fakultě UK a Fakultě jaderné a fyzikálně-inženýrské ČVUT v Praze.

# Využití vodíkových technologií k peak shavingu jaderných reaktorů

**Ing. Anna Tocháčková, Ing. Martin Šilhan, Ph.D., MBA,  
Ing. Petra Dvořáková Ruskayová**

Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Vodíku je v současnosti věnováno značné množství pozornosti jakožto potenciálnímu energetickému nosiči, který může pomoci dekarbonizovat mnohá odvětví lidské činnosti. Spojení vodíkových technologií s jadernými reaktory je v současné době ve fázi simulací a laboratorních experimentů. Tento článek poskytuje přehled jednotlivých technologií výroby vodíku, které jsou v současnosti zvažovány k výrobě nízkoemisního vodíku s využitím elektřiny z jaderných reaktorů. Mezi tyto technologie patří jak termochemické cykly, které jsou zatím pouze ve fázi laboratorních experimentů, tak vysokoteplotní elektrolyza. V případě spojení elektrolyzy a jaderného reaktoru probíhá v současnosti pilotní projekt na třech jaderných elektrárnách v USA.

Hydrogen is currently receiving a great deal of attention as a potential energy carrier that can help decarbonise many sectors of human activity. The connection of hydrogen technologies with nuclear reactors is currently in the phase of simulations and laboratory experiments. This article provides an overview of the various hydrogen production technologies that are currently being considered for the production of low-emission hydrogen using electricity from nuclear reactors. These technologies include both thermochemical cycles, which are currently only in the laboratory experiments phase, and high-temperature electrolysis. In the case of the connection between electrolysis and a nuclear reactor, a pilot project is currently underway at three nuclear power plants in the USA.

## Úvod

Vodíku jako potenciálnímu energetickému nosiči, který může pomoci dekarbonizovat mnohá odvětví lidské činnosti, je v současnosti věnováno značné množství pozornosti. Spojení vodíkových technologií s jadernými reaktory je v současné době ve fázi simulací a laboratorních experimentů, podle našeho názoru však představuje potenciálně velmi zajímavou, ale málo popsanou technologii. Benefitem může být jak trvalé snížení (např. čtvrt hodinových) maximálních odběrů, tak výrazně zvýšená dodávka elektrické energie v dobách její vysoké aktuální ceny.

Mimo peak shavingu mohou vodíkové technologie dopomoci obecně ke stabilizaci elektrizační soustavy při stále rostoucím podílu obnovitelných zdrojů energie v energetickém mixu. Tento závěr byl podpořen výsledky simulací zkoumajících dynamické chování vysokoteplotního elektrolyzátoru ve spojení s leh-

kovodním jaderným reaktorem [1]. Výsledky simulací ukazují, že vysokoteplotní elektrolyza je schopná rychle reagovat (v řádech stovek vteřin), rychle najet na plný výkon a dokáže dostatečně rychle reagovat na prudké změny. Autoři uvádí, že vysokoteplotní elektrolyza může dopomoci k vyrovnání intermitence, kterou do energetického mixu vnáší obnovitelné zdroje energie (OZE), a zároveň produkovat uhlíkově neutrální vodík ve velkých množstvích.

Tři hlavní faktory k hodnocení vhodnosti využití technologií k peak shavingu jsou: investiční náklady, účinnost a životnost technologií. Mezi další parametry patří například zralost technologie nebo energetická hustota skladovaného média. V literatuře je na základě výsledků simulací a ekonomických analýz systémů propojujících vysokoteplotní elektrolyzu (případně ko-elektrolyzu) s jadernými reaktory uváděna účinnost výroby vodíku okolo 52 % (thermal-to-hydrogen) [2].

## TECHNOLOGIE VÝROBY VODÍKU

Tradičně je vodík v průmyslu vyráběn za použití fosilních paliv. Až 96 % veškerého vodíku pro komerční účely je vyrobeno ze směsi zemního plynu (48 %), těžkých olejů a nafty (30 %) a uhlí (18 %) [3]. Jak již bylo zmíněno v úvodu, v současnosti je stále více pozornosti věnováno výrobě vodíku s využitím energie z obnovitelných zdrojů. Mezi tyto technologie patří výroba vodíku z biomasy a štěpení vody. Technologie produkce vodíku štěpením vody lze rozdělit do tří kategorií: elektrolýza vody, termochemické štěpení a fotoelektrolýza. Všechny tyto procesy probíhají podle schématu (1):



## ELEKTROLÝZA VODY

Jednotlivé technologie elektrolýzy jsou zpravidla rozdělovány podle použitého elektrolytu na alkalickou elektrolýzu, elektrolýzu s polymerní membránou (PEM) a vysokoteplotní elektrolýzu s pevnými oxidy (SOEC). Jednou z hlavních překážek k masovému rozšíření této technologie je vysoká výrobní cena vodíku z elektrolýzy – např. v Nizozemí je nákladová cena šedého vodíku 1,7 USD/kg<sub>H<sub>2</sub></sub>, zatímco pro vodík z PEM elektrolýzy 4,3 USD/kg<sub>H<sub>2</sub></sub> [4], která je z části způsobena vysokou elektrickou intenzitou procesu elektrolýzy (ve zprávě vypracované pro Ministerstvo energetiky USA z roku 2016 je uváděno, že náklady na elektřinu tvoří 65–82 % ceny vodíku z PEM elektrolýzy [5]). Z tohoto důvodu je velká pozornost věnována SOEC elektrolýze, která část energie potřebné k rozkladu molekuly vody dodává ve formě tepla, což snižuje náklady na výrobu vodíku, pokud je dostupný zdroj levného tepla.

Tři provozovatelé jaderných elektráren v USA (FirstEnergy Solutions, Xcel Energy, and Arizona Public Service) zahájili v uplynulých letech stavbu laboratorní aparatury, která demonstruje výrobu vodíku v jaderných elektrárnách [6]. Cílem projektu, který je spolufinancován Ministerstvem energetiky Spojených států amerických, je zlepšit dlouhodobou ekonomickou konkurenceschopnost lehkovodních jaderných reaktorů.

## TERMOCHEMICKÉ CYKLY

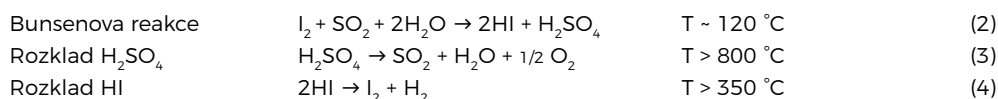
Společně s Generací IV vysokoteplotních jaderných reaktorů byly zkoumány i různé přidružené cykly, s možností produkce vodíku. Představují poměrně nové technologie a jsou buď finančně či technologicky náročnější než klasické metody výroby, nebo jsou stále ještě ve stádiu vývoje. Bylo navrženo až 150 cyklů, z nichž pouze tři se ukázaly jako použitelné: siřičito-jódový cyklus (S-I cyklus), Cu-Cl cyklus a hybridní S cyklus [7]. S-I cyklus původně zkoumaly USA a Francie, obě tyto země ale výzkum této technologie nakonec opustily. S výzkumem pokračují Japonsko a Čína, přičemž Japonsko spustilo svůj první laboratorní test již v roce 1997 a Čína již dosáhla v laboratorních simulacích 60 hodin kontinuálního provozu. Hybridní S cyklus se původně zkoumal v USA, v dnešní době se jeho výzkumem zabývá především Čína [7].

Vodíkové hospodářství bude vyžadovat jak velkokapacitní úložiště, tak úložiště pro menší množství vodíku. Lze tedy očekávat, že elektrolýza a termochemické cykly se budou i nadále doplňovat [8]. Termochemické technologie produkce vodíku jsou z ekonomického hlediska výhodnější až při vyšších kapacitách. Při produkčních kapacitách pod 10–20 t/den je vodík z elektrolýzy (autoři nijak nespécifikují typ elektrolýzy) využívající off-peak elektřinu ekonomicky výhodnější než termochemické cykly. Jednou z výhod termochemických cyklů je přímá akumulace tepelné energie do vodíku, což eliminuje ztráty při výrobě elektrické energie. Z hlediska účinnosti jsou termochemické cykly a vysokoteplotní elektrolýza srovnatelné. Mírně vyšší účinnost termochemických cyklů je v případě vysokoteplotní elektrolýzy kompenzována nižšími nároky na řízení systému a použité materiály [9].

## S-I CYKLUS

Představuje levný a účinný způsob výroby vodíku pomocí jaderné energie. Surovinou je voda a vysoko-potenciální teplo, které se v průběhu cyklu rozloží na kyslík, vodu a nízko-potenciální teplo. Voda významně disociuje až při teplotě blízké se 4 000 °C. S-I proces se skládá ze tří primárních chemických reakcí a je schopen dosáhnout stejného efektu při výrazně nižší teplotě. Konkrétně se jedná

o rozklad kyseliny sírové – rovnice (3), rozklad jodovodíku – viz rovnice (4) a regeneraci těchto činidel pomocí exotermické Bunsenovy reakce – rovnice (2). Produkce vodíku probíhá za tlaku 4 MPa. Nevýhodami cyklu jsou agresivita kyselin, problematická kontrola podmínek a vysoká náročnost na teplotu procesu.

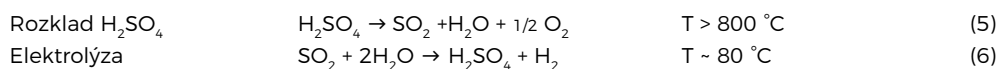


### **Cu-Cl CYKLUS**

Další moderní termochemický cyklus vyvíjený spolu s Generací IV jaderných reaktorů je Cu-Cl cyklus. Jeho zásadní výhodou je nízká provozní teplota – nejvyšší teplota v cyklu dosahuje 530 °C. Nízká provozní teplota zajišťuje technologii větší škálu možností propojení s jinými procesy jako je jaderná elektrárna, fotovoltaická elektrárna nebo odpadní teplo z průmyslu. Tímto termickým cyklem se nejvíce zabývá Kanada, kde nedávno začala stavba laboratorní aparatury a již otestovali 600 hodin provozu laboratorního testu [7]. Cu-Cl cyklus se skládá ze čtyř kroků, přičemž k uvolnění vodíku dochází pouze v prvním kroku reakcí Cu s HCl.

### **HYBRIDNÍ CYKLUS SÍRY**

Posledním z významněji zkoumaných termochemických cyklů je hybridní cyklus síry (Hys) ze 70. let 20. století. Tento cyklus patří mezi nejjednodušší, neboť obsahuje pouze dva hlavní kroky a veškeré reaktanty jsou v tekutém stavu. První krok – viz rovnice (5) – je endotermní rozklad kyseliny sírové, který probíhá při teplotách 800–1200 °C. Druhý krok – viz rovnice (6) – je mírně exotermická elektrochemická reakce, kdy dochází k nepřímé disociaci vody prostřednictvím pomocných látek, které jsou v průběhu procesu recyklovány. Mezi rozkladem kyseliny sírové a elektrolýzou se ještě nachází krok separace  $O_2$ . V rámci elektrolýzy se na anodě vytváří místo kyslíku kyselina sírová, která je následně znovu použita v cyklu. K produkci vodíku dochází na katodě. Celkově tedy je pro reakci potřeba zdroj tepla, elektřiny a vody. Původně byl cyklus zkoumán pro propojení s jadernou elektrárnou, následně se však zjistilo, že požadovanou teplotu lze zajistit i pomocí fotovoltaických elektráren [10]. Teploty nutné k fungování hybridního cyklu síry je možné zajistit také pomocí heliostatických elektráren, tato technologie je však z mnoha různých důvodů nevhodná pro ČR.



### **PROPOJENÍ JADERNÝCH REAKTORŮ S TECHNOLOGIEMI VÝROBY VODÍKU**

V tomto typu hybridních systémů dochází k transformaci tepla na práci. Toho je dosaženo pomocí konverzních cyklů – Rankinova a Braytonova. Volba cyklu závisí na mnoha parametrech, například zda je reaktor použit pouze k produkci elektřiny, nebo k produkci elektřiny a vodíku. Při propojování jaderných reaktorů s vodíkovými technologiemi je třeba správně spárovat vodíkové technologie s reaktory se správnou výstupní teplotou. Podle teploty chladicího média na výstupu z reaktoru lze jaderné reaktory rozdělit do tří skupin:

1. Nízkoteplotní reaktory – lehkovodní reaktory s výstupním proudem vody o teplotě okolo 300 °C. Z tohoto důvodu jsou jediné technologie vhodné pro napojení na tyto reaktory alkalická elektrolýza a PEM elektrolýza.
2. Středněteplotní reaktory – reaktory s výstupním médiem o teplotách v rozmezí 700–750 °C, tedy plynem chlazený rychlý reaktor, rychlý reaktor chlazený tekutým sodíkem a další.



V tomto případě je samozřejmě možné využít technologie zmíněné v předchozím odstavci, docházelo by však k velkým ztrátám tepla. Nejvhodnějšími technologiemi pro tento typ reaktorů jsou vysokoteplotní elektrolyza a Cu-Cl cyklus.

3. Vysokoteplotní reaktory (Generace IV) – poskytují na výstupu médium o teplotě nad 900 °C. Opět by bylo možné využít veškeré technologie o nižší provozní teplotě, avšak za cenu velkých ztrát tepla. Jako nejvhodnější technologie výroby vodíku pro tento typ reaktorů se tedy zdá být vysokoteplotní elektrolyza.

## EKONOMICKÉ HLEDISKO

Hlavními faktory ovlivňující cenu vodíku jsou dostupnost daného zdroje a nepřerušovaná dodávka energie [11]. Za nejdostupnější zdroj lze v podmínkách České republiky označit solární a jadernou energii. Solární energie je však jako většina OZE značně proměnlivá v závislosti na aktuálním počasí. Tento její aspekt lze kompenzovat pomocí infrastruktury skladování energie, což však výrazně zvýší cenu produkovaného vodíku v důsledku nákladů na vybudování této infrastruktury. Z těchto důvodů se jaderná energie jeví jako nejperspektivnější zdroj energie pro rozvoj vodíkové ekonomiky.

V článku z roku 2018 byly zkoumány náklady na produkci vodíku s využitím elektřiny z plánovaných jaderných elektráren, které mají být vybudovány v Turecku (Akuyu – 4 800 MW<sub>e</sub>, Sinop – 4 480 MW<sub>e</sub>) [12]. Do výpočtů nákladů na produkci, transport a skladování vodíku byly zahrnuty investiční náklady, náklady na elektřinu a palivo, spotřební materiál a odpisy. Byly zkoumány tři varianty skladování vodíku (ve formě stlačeného plynu, v kapalném stavu a ve formě kovových hydridů) a dvě varianty transportu (potrubím a silniční přeprava). Ekonomicky nevýhodnější byla varianta využití potrubí k transportu plynného vodíku vzhledem k vysokým nákladům silniční přepravy.

Autoři review článku [3], který se zabývá vodíkovými technologiemi ve spojení s jadernými reaktory uvádí, že při spojení s 2 000 MW<sub>e</sub> energie z jaderného reaktoru (zdroj nespecifikuje typ jaderného reaktoru) mohou technologie popsané v tomto článku produkovat 200–500 t<sub>H<sub>2</sub></sub>/den. Přesto však dochází k závěru, že hybridní technologie nejsou v současnosti ekonomicky kompetitivní. Toto by mohl změnit například nárůst cen elektřiny nebo vodíku, nebo další růst ceny emisní povolenky na CO<sub>2</sub>.

## ZÁVĚR

Spojení ustálené produkce jaderných reaktorů a vodíkových technologií představuje velký potenciál pro výrobu a efektivní využití bezemisního vodíku. Výzkumné a demonstrační projekty pomáhají k rozvoji využívání vodíku ke skladování energie, produkci elektřiny, výrobě bezemisních paliv a napomáhají dekarbonizovat mnohá odvětví průmyslu. Ačkoliv je většina těchto projektů především v oblasti počítačových simulací nebo laboratorních experimentů, v USA v současnosti probíhá pilotní projekt, zkoumající možnosti využití jaderných reaktorů k velkokapacitní výrobě vodíku v provozovaných jaderných elektrárnách.

**Ing. Martin Šilhan, Ph.D., MBA**

[martin.silhan@cvrez.cz](mailto:martin.silhan@cvrez.cz)

vystudoval anorganickou chemii (FCHT UPCE) a chemickou fyziku (MFF UK), celý život je aktivní na pomezí chemie a energetiky. V současné době pracuje jako vedoucí vodíkové skupiny v Centru výzkumu Řež.



# LOCA laboratory in Research Centre Řež

**Bc. Lukáš Procházka, Ing. Michaela Rabochová**

Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Bezpečnost má při provozu jaderné elektrárny nejvyšší prioritu. S vědeckými poznatky a přibývajících zkušenostmi z provozu jaderných zařízení se zvyšují nároky na kvalifikaci pracovníků a spolehlivost zařízení pro zajištění bezpečného elektráren. I v případě těžké havárie je nutné zajistit spolehlivost a funkčnost všech bezpečnostních zařízení v reaktoru [1]. Jedním z mnoha obtížných testů je test LOCA (Loss of Coolant Accident), který simuluje prostředí uvnitř kontejnmentu během havárie způsobené unikem chladiva. Laboratoř LOCA v Centru výzkumu Řež slouží k vývoji zařízení současných i budoucích typů jaderných elektráren.

Safety has the highest priority in the operation of the nuclear power plant. With scientific knowledge and increasing experience of the operation of nuclear installations, increase demands for the qualification of the workers and reliability of the equipment to ensure safe operation of power stations. Even in the event of a severe accident, it is necessary to ensure the reliability and functionality of all safety devices in the reactor containment [1]. One of the many difficult tests is the LOCA (Loss of Coolant Accident) test, which simulates the environment inside containment during a nuclear accident caused by a refrigerant leak. The LOCA laboratory in the Research Centre Řež is used to develop the process of equipment current and future types of nuclear power plants.

## 1. INTRODUCTION

The LOCA laboratory is used for testing new equipment located at the containment of current and future types of nuclear power plants. Tests include harsh conditions of design basis accidents and severe accidents as well. The parameters of the test are based on a mathematical model, which is designed for specific power plants.

The harsh conditions can be simulated in two vessels that call Small LOCA vessel or Large LOCA vessel. The temperature and pressure parameters are the same for both vessels. The difference is only in the volume of vessels.

The third testing vessel is designed for simulation of hydrogen explosion conditions inside containment.

Electrical parameters and mechanical functionality of the tested components can be measured during the LOCA test or hydrogen explosion test.

## 2. LOCA LABORATORY

LOCA technology consists of several main parts and technological loops. The descriptions of the main parts and loops are below:

SMALL LOCA, LARGE LOCA  
AND H<sub>2</sub> SIMULATION VESSEL  
The parameters of vessels are described in Tab. 1.

STEAM PART  
The steam part of the LOCA technology uses saturated or superheated steam to achieve



Fig. 1: Small LOCA vessel

the required thermodynamic profile in the vessel. Saturated steam is generated by the gas-powered boiler with a steam accumulator. If the test requires superheated steam, the steam from the boiler passes through the accumulate superheaters. Furthermore, the steam flows directly into the vessels.

**GAS PART**

The laboratory also includes a compressor and air tank. Compressed air is used for creating required pressure conditions. Pressure conditions are defined in the thermodynamic profile of the power station.



Fig. 2: Steam generator

Vessel	Large LOCA	Small LOCA	H <sub>2</sub> Simulation
volume (m <sup>3</sup> )	3.5 (2.5)	0.6 (0.3)	0.4
inner dimension (m)	Ø 1.5 × 2.1	Ø 0.8 × 1.3	Ø 0.6 × 1.5
max. temperature (°C)	300	300	800
max. pressure (bar)	20	20	20

Tab. 1: Parameters of LOCA vessels

Fig. 3: Water treatment of the LOCA laboratory: vessels with spraying solution and flooding



Fig. 4: Manipulation with the cap of the Small LOCA vessel

If the test requires an inert atmosphere, there is possible to use technical gases (nitrogen, argon) which are included in technology in the form of pressured bottles.

Both vessels (Large and Small LOCA) have double wall sides. It is called duplication. It is possible to heat or cool the duplicated vessel shell by the outdoor air, which can be pre-heated in heating cassettes.

#### WATER MANAGEMENT

LOCA test usually involves spraying the tested equipment with demineralized water with an addition of boric acid and chemicals. The spraying is usually followed by flooding of the vessel and thermal ageing of the tested equipment. For these purposes, the LOCA laboratory includes reverse osmosis and tanks for the preparation and storage of spray (flood) solution.

Fig. 5: Large LOCA vessel (on the left) and the air overheater for heating duplicated shells of vessels (on the right)



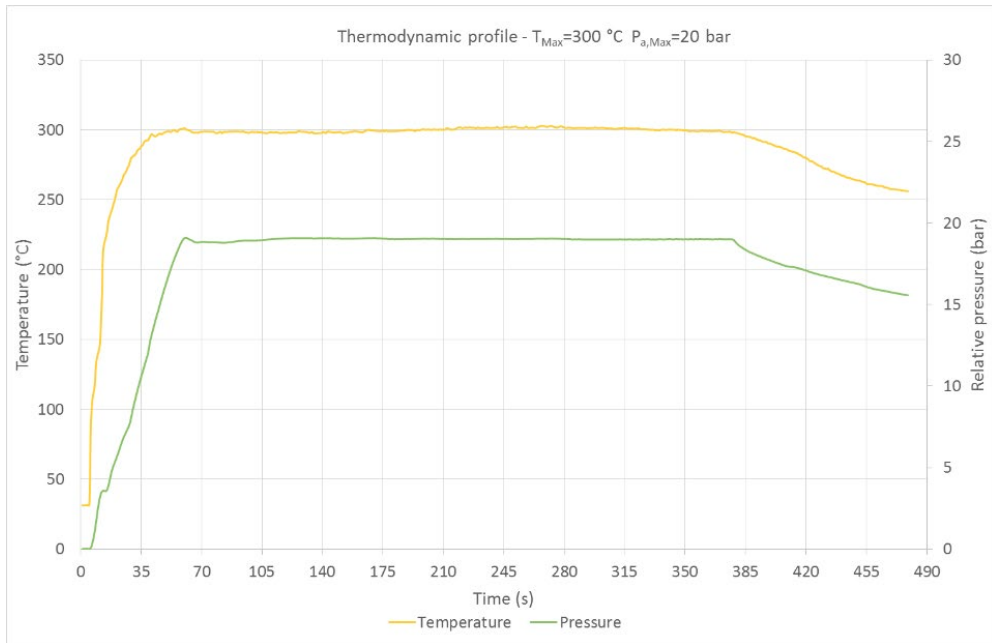


Fig. 6: Large LOCA profile

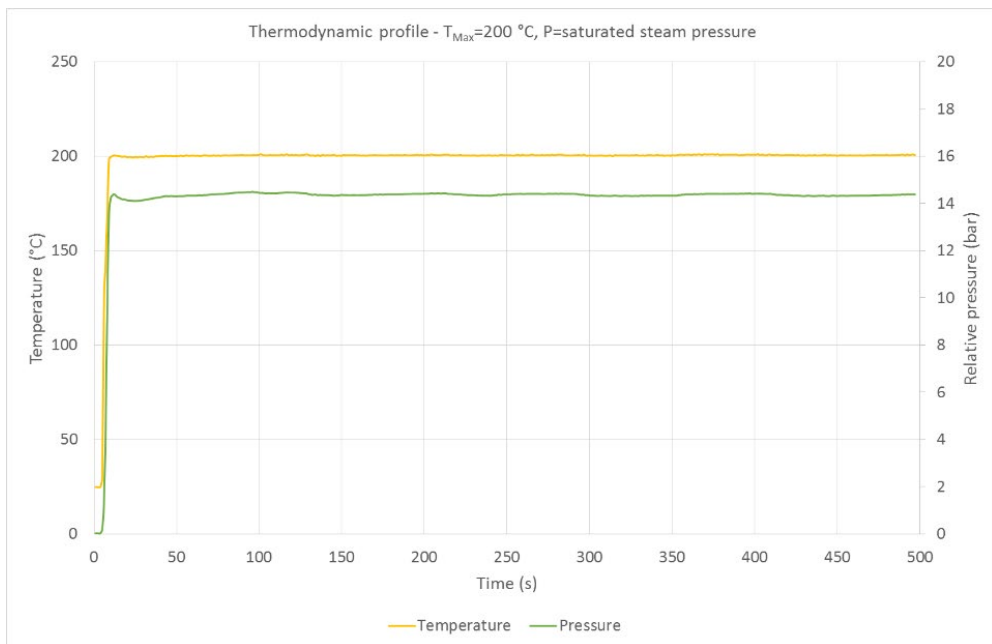


Fig. 7: Small LOCA profile

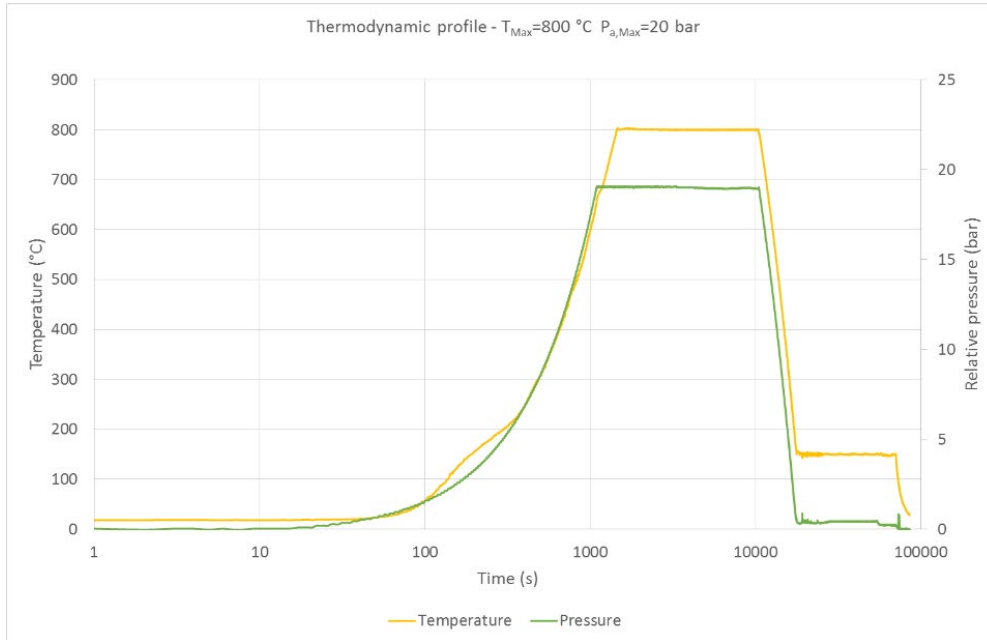


Fig. 8: H<sub>2</sub> Simulation vessel test profile |

#### MEASUREMENT AND CONTROL SYSTEM

A measurement and control system is used to control the whole process of testing. It is possible to measure and control atmosphere composition and measure mass flow steam (only) in the H<sub>2</sub> Simulation vessel. Tested electrical components and cables can be connected and tested during LOCA and H<sub>2</sub> Simulation vessels for verification of functionality during the test.

#### 3. EQUIPMENT TESTING

The LOCA technology is designed to simulate conditions like in real accidents. The tested component is exposed under those conditions and temperature, pressure and other parameters are evaluated during testing. The LOCA test consists of three basic phases: temperature and pressure shock – temperature and pressure peak – cooling. In the temperature and pressure shock phase, the tested component is exposed to saturated (superheated) steam at high pressure and

temperature. Temperature and pressure shock is followed by withstanding on the peak parameters. This phase usually takes several minutes or hours. In a real accident, the emergency spray system starts to operate the emergency spray solution system is simulated during the withstand on temperature and pressure peak. The spray solution cools the tested equipment, so it is exposed to the chemical degradation effect simultaneously. After this phase starts the cooling phase. The tested component will be cooled slowly according to temperature and pressure profile of the nuclear power station. After the LOCA test follows the post LOCA test. The purpose of the post LOCA test is to create the conditions when containment is flooded by the spray solution. This situation can happen in the lower part of the containment. The tested component is flooded by the spray solution. Temperature and pressure can be adjusted as well based on thermodynamic profile of the power station. Post LOCA test can take several days.



Fig. 9: The LOCA laboratory during the test

The H<sub>2</sub> Simulation vessel allows performing high-temperature tests of equipment. The conditions of the test are similar to the real accident of the H<sub>2</sub> explosion. The main difference is that the real explosion will happen in a very short time. The H<sub>2</sub> explosion vessel will create similar conditions in a couple of hours so the process is much slower than in a real situation. The maximum parameters (800 °C, 20 bar) are reachable in 3 hours. These parameters can be held for a few hours.

#### 4. CONCLUSION

The LOCA laboratory in the Research Centre Řež was built for testing components for the current and next generation of nuclear power plants. The reason is to prolong the lifetime of the current powerplants and test new design components for the next generation of nuclear power plants. Unique construction allows testing of large and heavy components. The functionality of tested components can be verified during the testing as well. The LOCA laboratory helps to improve the safety of the nuclear power plants.

## Be. Lukáš Procházka



lukas.prochazka@cvrez.cz

Lukáš Procházka je absolventem Fakulty strojního inženýrství při Vysokém učení technickém v Brně (VUT), obor Strojní inženýrství. Po ukončení studia pracoval jako projektový manažer ve firmě WAVIN Ekoplastik s.r.o. (dnes Wavin Czechia s.r.o.). Nyní pracuje jako vědecko-výzkumný pracovník v oblasti kvalifikace komponent pro jaderné elektrárny, konkrétně se věnuje radiačnímu testování v Gama ozařovně Malý kobalt a simulování nejtěžších projektových havárií - havárií typu LOCA v laboratoři stejného jména.

## Ing. Michaela Rabochová



michaela.rabochova@cvrez.cz

Michaela Rabochová je absolventkou Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské Českého vysokého učení technického v Praze v bakalářském studiu a následně Fakulty elektrotechnické ČVUT v Praze v magisterském programu. Již během studia nastoupila do Centra výzkumu Řež, kde pracuje na pozici vědecko-výzkumného pracovníka. Věnuje se zejména kvalifikačním radiačním testům pro vesmírné aplikace a aplikaci mikroanalytických metod v biologii využívajících elektronové svazky v Centru vysoce citlivých analytických přístrojů.

#### References:

- [1] J. Erhart, M. Rabochová, Nová LOCA laboratoř v Centru výzkumu Řež s.r.o.
- [2] M. Brezina, R. Mohyla, M. Rabochová, Equipment Testing Under LOCA Conditions (2018)
- [3] Návody a doporučení pro kvalifikaci zařízení důležitých pro bezpečnost jaderných elektráren typu VVER [Online] 2018, <http://susen2020.cz>
- [4] Research Centre Řež, SUSEN and R4S [online] 2018, <http://susen2020.cz>

# Tokamak GOLEM: vzdělávání jako klíč k úspěchu k dosažení velkých cílů

**Ing. Vojtěch Svoboda, CSc.**

FJFI ČVUT v Praze

62

Tokamak GOLEM (dříve CASTOR) se stal vzdělávacím zařízením pro domácí i zahraniční studenty prostřednictvím vzdáleného přístupu. Pracuje rutinně už více než 10 let ve skromném rozsahu technologických parametrů  $B_t < 0,5 \text{ T}$ ,  $I_p < 8 \text{ kA}$ , době výboje  $< 15 \text{ ms}$  a s omezenou sadou diagnostik. Budoucí specialisté v oblasti fúzních technologií zde mohou studovat širokou škálu úloh s různou úrovní složitosti pokrývající fyziku, technologii a operování reálného tokamaku.

The GOLEM tokamak, (formerly CASTOR), became an educational device for domestic as well as for foreign students via remote participation/handling. It operates routinely for more than 10 years at modest range of parameters  $B_t < 0.5 \text{ T}$ ,  $I_p < 8 \text{ kA}$ , discharge duration  $< 15 \text{ ms}$ , and with a limited set of diagnostics. Wide range of tasks with varying levels of complexity covering tokamak physics, technology and operation can be studied by the future fusion specialists.

*"The EUROfusion consortium has taken note of the systematic and successful efforts of the FNSPE CTU in the field of education of future fusion experts, with a significant impact on the European level. Remote experiments on the GOLEM tokamak in Prague are in the curriculum of several European summer schools..."*

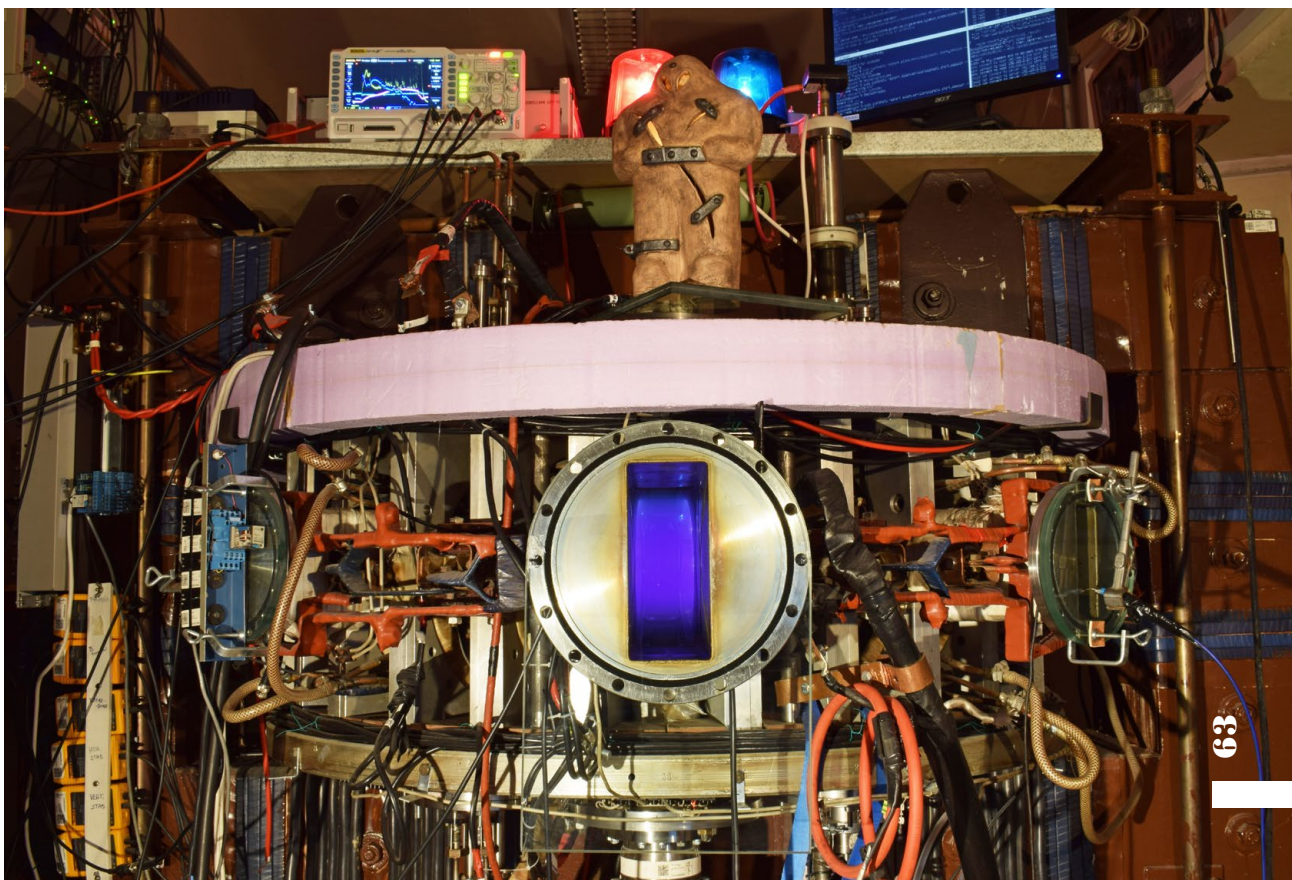
prof. Tony Donné, EUROfusion Programme Manager

## MOTIVACE

V červnu 2005 bylo rozhodnuto o umístění mezinárodního vědecko-technologického experimentu, tokamaku ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), do střediska Cadarache v jižní Francii. Tímto krokem vznikla velká poptávka po schopných inženýrech a vědcích ve velkém časovém horizontu, což následně podnítilo masivní podporu v oblasti fúzního vzdělávání prakticky

v celém světě. Česká republika se pak ihned zapojila do evropského projektu FUSENET (European Fusion Education Network), což dnes představuje konsorcium 36 evropských škol a laboratoří z 18 zemí EU s cílem koordinovat fúzní vzdělávání v Evropě. Z České republiky jsou v konsorciu tři subjekty – ČVUT prostřednictvím FJFI, ÚFP AV ČR, v. v. i., a Univerzita Karlova prostřednictvím MFF.





Obr. 1: Tokamak GOLEM zachycený v okamžiku výboje |

Jakékoliv experimenty v oblasti vysokoteplotního plazmatu a potažmo termojaderné fúze jsou velmi náročné a drahé, a proto se zde od počátku hledaly cesty, které by umožnily doplnit teoretickou výuku o praktickou část způsobem, který by umožnil sdílení pro skupiny studentů z různých zemí Evropy. Ideálně tedy vzdálené experimenty říditelné přes internet.

### HISTORIE

Tokamak GOLEM byl původně postaven jako TM-1 v Moskvě v roce 1960 a je to tedy nejstarší stále funkční tokamak na světě. Díky spolupráci mezi Československem a Sovětským svazem byl v roce 1977 přeinstalován do Prahy jako TM-1MH, kompletně zrenovován a v roce 1984 uveden do provozu jako CASTOR, zde sloužil ke studiu turbulen-

cí v okrajovém plazmatu a tažení proudu plazmatem vysokofrekvenčním elektromagnetickým polem. V Ústavu fyziky plazmatu Praha byl provozován do roku 2007, kdy jej zde vystřídal větší a modernější britský tokamak COMPASS. Přestěhoval se pak tedy znovu, nyní z půdy Akademie věd do prostor Českého vysokého učení technického a po druhé rekonstrukci zde začal sloužit vzdělávání budoucích odborníků v oblasti fyziky, technologie a diagnostiky vysokoteplotního plazmatu v magnetickém udržení.

### TOKAMAK GOLEM

je skromné termojaderné zařízení malých rozměrů, hlavní poloměr vytvořeného plazmatického prstence je 40 cm, malý pak zhruba 8 cm. Vybaven je pouze základní technologií



Obr. 2: Studenti z Technické univerzity v Eidhovenu operující tokamak na dálku cca 650 km vzdušnou čarou

žehnout a po nějakou dobu zhruba do 25 ms udržet plazmatický výboj. Možná frekvence opakování takovýchto plazmatických výbojů je poměrně vysoká, jeden výstřel za ~ 2-3 minuty, proto je to ideální zařízení pro různá systematická studia, která lze snadno provést během několika vyučovacích hodin. Při reinstalaci na ČVUT se podařilo přebudovat řídicí infrastrukturu tohoto tokamaku a napojit na moderní styl řízení přes současné progresivní informační technologie a tím získal tento tokamak jedinečnou schopnost být ovládnut vzdáleně přes standardní internet z libovolného prohlížeče.

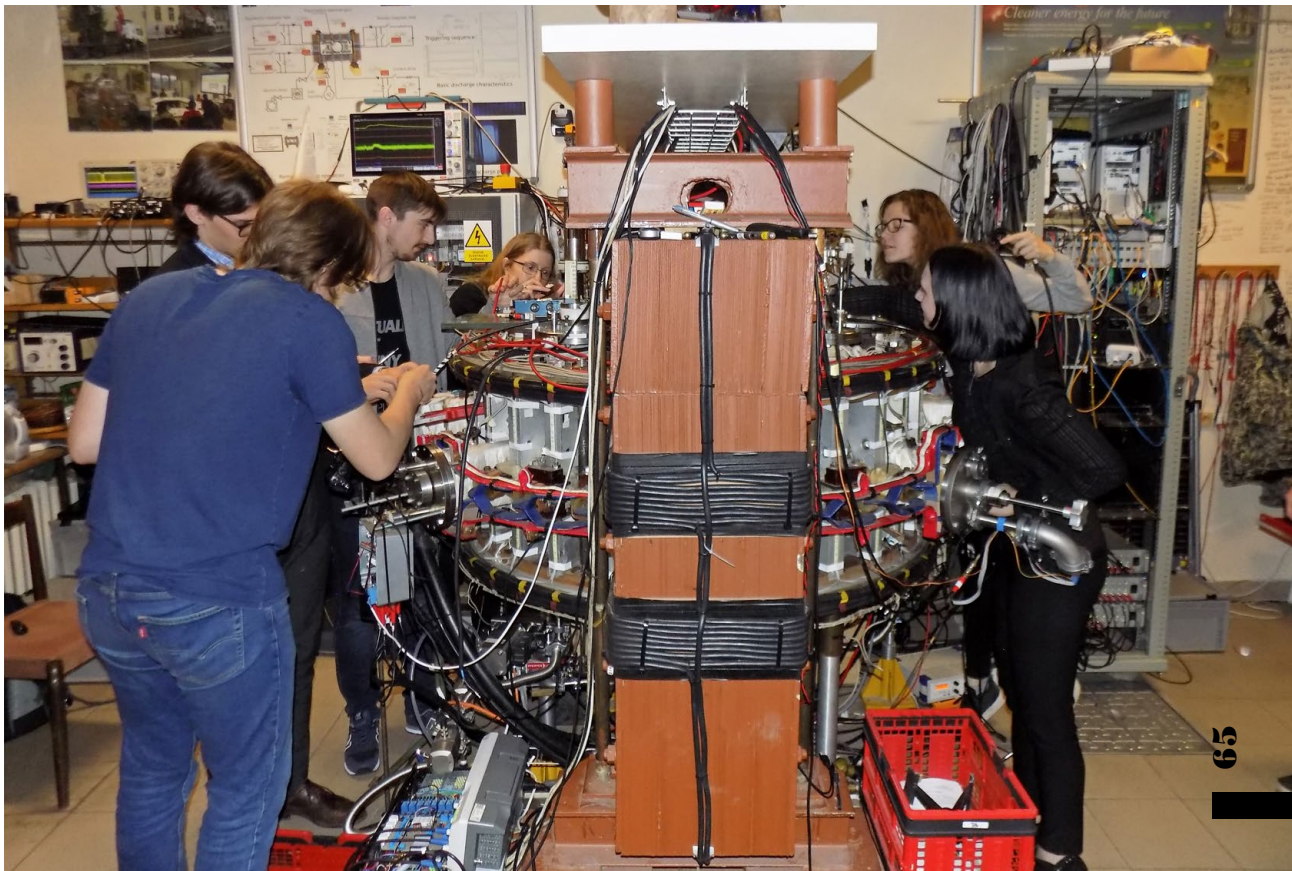
a diagnostikou, což znamená v důsledku snadný a robustní provoz, nezbytný pro vzdělávací zařízení. Minimalistickým cílem tohoto zařízení je generace toroidálního elektrického pole  $E_t$  k urychlování částic, a tedy vlečení proudu plazmatem  $I_p < 10$  kA za účelem jeho ohřevu a toroidálního magnetického pole  $B_t < 0,5$  T za účelem jeho udržení v typické prstencové konfiguraci. K tomuto se na tokamaku GOLEM před výbojem po jistou dobu nabíjí dvě kondenzátorové baterie a současně se plní komora pracovním plynem – hlavně vodíkem. Takto uložená energie v první baterii kondenzátorů se impulzně během několika desítek milisekund realizuje proudem v 28 cívkách toroidálního magnetického pole  $B_t$  a téměř současně energie z druhé kondenzátorové baterie taktéž proudem do cívek primáru transformátorového jádra generujícího toroidální elektrické pole  $E_t$ . Takto se vytvoří potřebná, pro tokamak charakteristická konfigurace elektromagnetického pole, jejímž působením se může v pracovním plynu za-

#### VZDĚLÁVACÍ MISE

Tokamak Golem tedy funguje ve dvou vzdělávacích režimech: kontaktním – „hands-on“ (experimenty přímo na tokamaku) a distančním – remote (experimenty vzdáleným řízením). Během hands-on experimentů studenti provádí v rámci svých bakalářských či diplo-



Obr. 3: Sněhová kresba studentů Zaměření fyzika a technika termojaderné fúze na specializovaném zimním workshopu



Obr. 4: Studenti základního kurzu fyziky na Jaderné fakultě osazující tokamak jednoduchými základními diagnostikami, umožňujícími v závěru změřit elektronovou teplotu plazmatického výboje

mových prací, ale i středoškolských SOČek, přímo na tokamaku vlastní experimenty anebo různá technologická vylepšení. V distančním módu je možné řídit a nastavovat technologické parametry výboje na tokamaku Golem přes internetové rozhraní z jakéhokoliv počítače, tabletu nebo chytrého telefonu odkudkoli na světě. Tato vlastnost se nám velmi hodila v dobách pandemického lockdownu, kdy jsme byli studenty schopni důstojně učit experimentálními technikám i na dálku. Tento režim vzdáleného řízení nabízíme i ostatním univerzitám jako ten druhý (remote či vzdálený) přístup. Toho už využila celá řada škol z České republiky, ale i různé univerzity, workshopy, letní či zimní školy fyziky a technologie tokamakového plazmatu z Německa, Francie, Maďarska, Bulharska, Holandska, Dánska, Polska, Itálie, Thajska, Pákistánu, Indie, Austrálie a z řady dalších

zemí světa. Dá se říci, že přes 3 000 výbojů na tokamaku Golem bylo nakonfigurováno zpoza hranic České republiky.

Nejčastějším cílem tréninkových kurzů, ať už v kontaktním anebo distančním módu, je základní seznámení s fyzikálně-technologickou problematikou generace vysokoteplotního plazmatu v nádobách s magnetickým udržením – tokamacích – a změření základních fyzikálních parametrů popisujících plazma: proud plazmatem  $I_p$ , elektronovou teplotu  $T_e$ , dobu udržení elektronové energie  $\tau_E$  a parametry, při nichž dochází k průrazu neutrálního plynu do plazmatu. Úloha také slouží k nácviku dálkového řízení komplexního experimentálního zařízení, správnému časovému rozvržení experimentu a výtěžení užitečné informace z velkých objemů experimentálních dat.



Obr. 5: Studenti exotického tréninkového kurzu 4<sup>th</sup> ASEAN School on Plasma and Nuclear Fusion, Chiang Mai University, Thailand pod odborným vedením francouzských profesionálů termojaderného výzkumu řídí vzdáleně (~ 8 500 km) tokamak Golem

Kromě této základní úlohy se studenti mohou věnovat komplexnějším tématům, jako jsou a) porovnání režimů výbojů tokamaku v různých pracovních plynech, b) úprava první stěny, vypékání komory a doutnavý výboj ovlivňující následně režim plazmatických výbojů, c) diagnostika ubíhající elektronů v různých režimech výboje pomocí tvrdého rentgenového záření, d) pozorování magnetohydrodynamické aktivity plazmatu pomocí magnetických diagnostik, e) měření radiálního profilu plovoucího potenciálu a hustoty plazmatu, f) určení radiálního elektrického pole a poloidální rychlosti plazmatu, role vnějších magnetických polí na režim plazmatu, f) spektroskopické studie a další.

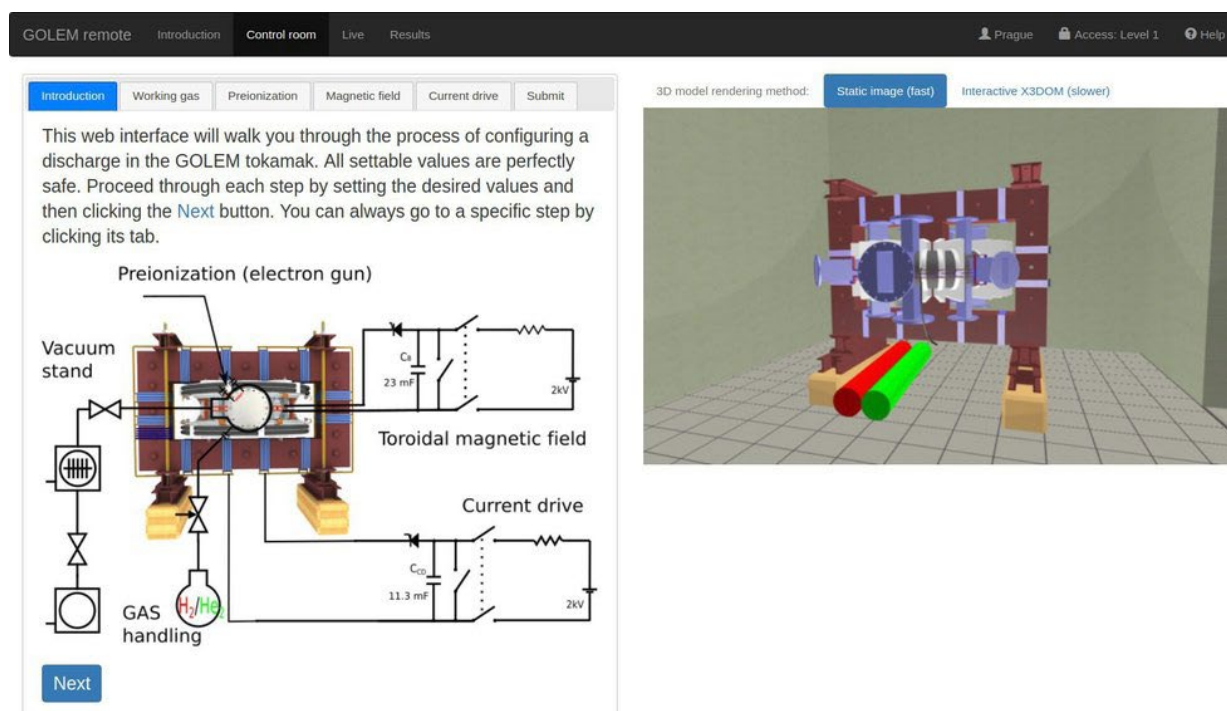
#### PROČ JMÉNO GOLEM?

Pro český národ je notoricky oblíbený film Císařův pekař a pekařův císař. Tam je Golem jako postava, do které byla vtělena jeho tvůrcem rabi Löwem mocná vesmírná energie na obranu židovské komunity v Praze. Co jiného může být vesmírná energie než fúze, princip, na kterém běží hvězdy produkující základní

životní energii pro všechny biologické systémy na naší planetě a velmi pravděpodobně i na všech dalších „živých“ exoplanetách ve vesmíru mimo naši sluneční soustavu. V té pohádce byli známí rádcí, kteří chtěli Golemovu energii zneužít pro mocenské účely. Technologii využití fúze v pozemských podmínkách pro vojenské účely už dobře známe – je jí vodíková bomba. Ale aby se pomocí fúze mohl péct chléb jako v té filmové pohádce, to ještě neumíme. A toto zařízení slouží k tomu, abychom zkoumali, jak bude možné v pozemských podmínkách využít fúzi k výrobě energie, která nám pomůže mimo jiné upéct ten chleba (a jak trefně říká jeden můj kolega: „a uvařit pivo“ :-)).

#### ZÁVĚREM

Tokamak GOLEM si klade za cíl poskytnout studentům příležitost tím, že nabídne k obecnému použití sice staré, ale jednoduché skutečné tokamakové zařízení dostupné pro online experimentování přes internet. Jeho jednoduchost a stáří oproti moderním tokamakovým zařízením s komplikovanější-



Obr. 6: Ukázka webovského rozhraní, přes které se tokamak GOLEM vzdáleně ovládá

mi tvary komor je vlastně výhodou pro vzdělávací účely, protože studenti mohou přímo aplikovat základní teorii, která se nachází ve většině učebnic. Všechny hlavní komponenty a diagnostika zařízení je také přímo viditelná a ovladatelná a data a výsledky jsou snadno dostupné ve formě shot homepage. Od roku 2009 tedy slouží tento v podstatě nejstarší funkční tokamak na světě studentům jako výukové a experimentální zařízení v oblasti termojaderné fúze.

*"First of all, we would like to express our gratitude for this remarkable opportunity. To perform a remote measurement on a tokamak, and to be part of such an international operation for the first time in our life, is way beyond our earlier expectations as physics students. We wish you luck for the future, and lots of plasma :)"*

Andras Karman, Gergely Klujber,  
Mate Ferenczy and Peter Nemetvarga  
(studenti Budapest University  
of Technology and Economics)

## Ing. Vojtěch Svoboda, CSc.

vojtech.svoboda@fjfi.cvut.cz



Vystudoval Fakultu jadernou a fyzikálně inženýrskou ČVUT v Praze, v roce 2001 získal titul kandidáta fyzikálně-matematických věd na Ústavu fyziky plazmatu AV ČR za práci v oblasti numerického modelování difúze částic v okrajovém plazmatu. V letech 2006–2009 se zásadně podílel na instalaci tokamaku GOLEM jako evropského vzdělávacího centra experimentální výuky v oblasti termojaderné fúze na půdě FJFI ČVUT v Praze. Věří, že v něm bude mít lepší plazmatický režim, pokud mu bude hrát na housle :-)

### Reference:

- [1] Jana Žďárská. Rozprava s Golemem, poslem energie budoucnosti. Československý časopis pro fyziku (5/2017)
- [2] Vojtěch Svoboda, Jan Mlynář, Jan Stöckel, Igor Jex. Vzdělávání v oblasti termojaderné fúze v ČR (4/2009)

# Z knihy „Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností“

## 9. část

### Ze vzpomínek Zdeňka Kříže

Tak jak se vyvíjely od poloviny padesátých let jaderné technologie, vyvíjel se i názor na bezpečnost a zejména pravidla v tomto novém odvětví. Prvotní linie byla zaměřena především na nešíření jaderných zbraní, vznikla Mezinárodní atomová agentura (MAAE), ale začínaly se formovat i národní dozory. V Československu vznikla Československá atomová komise (ČSKAE) a skupinka jaderných inženýrů kolem Ing. Jiřího Beránka a Ing. Zdeňka Kříže začala formulovat první pravidla jaderné bezpečnosti.

O počátcích jaderného dozoru v Československu poutavě píše Ing. Zdeněk Kříž, z jehož knihy „Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností Československé komise pro atomovou energii (1970–1992)“ vám přinášíme některé vzpomínky na začátky tohoto mladého, ale dynamicky se rozvíjejícího odvětví.

PŘÍPRAVA A VYDÁNÍ ZÁKONA  
Č. 28/1984 SB. O STÁTNÍM  
DOZORU NAD JADERNOU  
BEZPEČNOSTÍ JADERNÝCH  
ZAŘÍZENÍ (ČÁST II.)

Paragraf 1 – Účel zákona

Stanovuje za „nezbytné zabezpečit jadernou bezpečnost jaderných zařízení s cílem zabránit ohrožení životního prostředí, zdraví a života lidí“.

Paragraf potvrzuje, že jaderná bezpečnost je pro rozvoj jaderné energetiky naprosto nezbytná.

Paragraf 2 – Základní definice zákona

Jsou zde definovány hlavní pojmy zákona, a to jaderné zařízení, jaderná bezpečnost a odpovědná organizace.

„Jaderné zařízení je investiční nebo provozní celek, jehož součástí je jaderný reaktor, a dále zařízení pro skladování, zpracování, ukládání a dopravu jaderných materiálů, které se při štěpné řetězové reakci spotřebovávají nebo při provozu jaderného reaktoru vznikají.“

Tato definice stanovila, že kromě jaderných elektráren a výzkumných jaderných zařízení i malého výkonu musí i další zařízení a činnosti být předmětem kontroly státu, a to výstavba a provoz skladů čerstvého paliva, meziskladů vyhořelého paliva, zařízení na zpracování radioaktivních odpadů a jejich úložiště, trvalé úložiště vyhořelých palivových článků a zařízení pro přepravu jaderných a radioaktivních materiálů, které do štěpné řetězové reakce vstupují a při ní vznikají. Tato definice odrážela např. nedávnou zkušenost ČSKAE z nutnosti urychleně budovat zařízení na zpracování radioaktivních odpadů na našich JE, neboť projekt VVER obsahoval pouze skladovací nádrže na odpady s omezenou kapacitou. Stejně tak bylo nutné zajistit z hlediska jaderné bezpečnosti budování meziskladů vyhořelého jaderného paliva a provádět přepravy vyhořelých palivových článků zpět do SSSR a čerstvých k nám. Většina těchto činností a výstavba příslušných zařízení byly v té době zahajovány.

„Jaderná bezpečnost je stav a schopnost jaderného zařízení a jeho obsluhy zabránit nekontrolovanému rozvoji štěpné řetězové reakce.“

ce a nedovolenému úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí.“ Definice jaderné bezpečnosti je sice poněkud dlouhá, ale je originální a dlouhodobě je považována za lepší než definice MAAE. Jsou v ní zahrnuty požadavky na jadernou bezpečnost obsaženou v projektu („schopnost“) i bezpečnost různých provozních stavů a konfigurací jaderného zařízení při provozu („stav“). Po havárii v TMI byl do definice zahrnut kromě zařízení rovněž její lidský faktor („obsluha“). Definice obsahuje požadavek na schopnost kontroly reaktivity reaktoru a integritu fyzických bariér („prevence“) a ochranu fyzických bariér („nedovolený únik“). V následujícím atomovém zákoně č. 18 byla tato definice převzata a rozšířena o odstranění následků potenciálních havárií (zmírnění následků havárií – havarijní plány).

„Odpovědnou organizací je investor, který zajišťuje výstavbu jaderného zařízení do jeho převzetí provozovatelem, a poté provozovatel, který zajišťuje jeho provoz, a dále organizace, která zajišťuje přepravu jaderných materiálů.“ Definice odpovědné organizace jasně stanovuje, že odpovědnost za jadernou bezpečnost je výhradně v rukou investora a poté provozovatele. Tento požadavek jednoznačně nedělitelné odpovědnosti se neobjevil v textu atomového zákona, který byl vydán v roce 1997. Zřejmě se to již zdálo naprosto jasné, ale tato formulace v zákonné úpravě chybět nesmí. Formulaci definic byla při přípravě zákona věnována velká pozornost, a to se vyplatilo.

**Paragraf 3**  
stanovuje, že „státní dozor provádí ČSKAE a za její výkon je odpovědný její předseda“. Tím je splněn základní požadavek, aby výkon dozoru prováděla organizace nezávislá na provozovateli a jeho resortu, neboť ČSKAE byla samostatným orgánem státní správy. Za výkon dozoru je odpovědný osobně předseda ČSKAE, a nikoliv kolektivní orgán (tzv. plénium). Plénium ČSKAE v té době stále ještě existovalo, i když se již nescházelo. Byl to důležitý krok, ale jen na půl cesty, neboť ČSKAE podle platného kompetenčního zákona zároveň stále ještě zajišťovala podporu rozvoje jaderného programu, což není funkce kontrolní (regulation), ale funkce podpůrná (promotion).

K definitivnímu oddělení těchto dvou neslučitelných funkcí došlo až za téměř za 10 let.

**Paragraf 4**  
stanovuje, že „ČSKAE vykonává dozor nad jadernými zařízeními a má právo rozhodnout, zda se jedná o jaderné zařízení či nikoliv“. Tento paragraf byl stanoven „pro jistotu“, kdyby došlo k nejasnostem, aby mohl orgán dozoru rozhodnout sám bez vnějšího ovlivnění. V praxi však tento paragraf nebylo nutné použít díky jednoznačnosti stanovených definic. Proto ani nebyl zařazen do následující právní úpravy.

**Paragraf 5**  
Podle tohoto ustanovení ČSKAE:

- provádí kontrolu dodržování požadavků a podmínek jaderné bezpečnosti týkající se zařízení a pracovníků, aby bylo zabráněno vzniku nehod a omezení jejich následků (principy „prevention“ a „mitigation“)
- zajišťuje spolupráci s orgány státní správy, jejichž dozoru podléhají jaderná zařízení podle zvláštních předpisů (FMPE, Ministerstva zdravotnictví ČR a SR, později Federální ministerstvo dopravy – FMD, Federální ministerstvo vnitra – FMV).
- projednává návrhy s odpovědnou organizací a příslušnými orgány na zvýšení jaderné bezpečnosti jaderných zařízení.

Komise se dále „podílí na trvalém zvyšování úrovně jaderné bezpečnosti jaderných zařízení využíváním výsledků rozvoje vědy a techniky, zkušeností získaných z provozu jaderných zařízení a z mezinárodní spolupráce v této oblasti a jejich předávání orgánům a organizacím zajišťujícím přípravu, výrobu, výstavbu a provoz jaderných zařízení a plní úkoly v souladu s mezinárodními úmluvami, kterými je ČSSR vázána.“

Zde je vyjádřeno, že jaderná bezpečnost není statická a neměnná, ale že bude třeba ji trvale zvyšovat. Delší dobu byl tento proces na naší straně omezen, protože veškeré návrhy na změny projektu bylo nutno projednat se so-

většou stranou, tj. s hlavním konstruktérem, hlavním projektantem a vědeckým vedením. Tento paragraf požaduje „aktivní podílení se dozoru na zvyšování úrovně jaderné bezpečnosti, dále využívání rozvoje vědy a techniky, provozních zkušeností, mezinárodní spolupráce“ (zejména s MAAE) a předávání jejich výsledků organizacím, které se na zajišťování jaderné bezpečnosti podílejí, jako jsou projektové organizace, např. EGP, výrobci zařízení – např. Škoda, investoři – ČEZ, SEP a provozovatelé JE. Nedílnou součástí zvyšování bezpečnosti je mezinárodní spolupráce a plnění závazků vyplývajících z mezinárodních smluv. V té době takové smlouvy neexistovaly, ale zákon je správně předvídá.

Podle paragrafu 6 státní dozor vydává

a) „na základě žádosti odpovědné organizace a posouzení bezpečnostní dokumentace (bezpečnostních zpráv a dalších dokumentů) závazný podklad pro stavební úřad k rozhodnutí o územním, stavebním a kolaudačním rozhodnutí a odstranění stavby, jejíž součástí je jaderné zařízení“.

V zákoně byly stanoveny čtyři základní fáze schvalovacího (licenčního) procesu, přičemž čtvrtá byla řízení o odstranění stavby. Byla doplněna jako specifikum jaderné oblasti. Byl respektován fakt, jak jsem již uvedl, že tento zákon je navázán na stavební zákon č. 50/1976 Sb., kde rozhodovací pravomoc je dána územním orgánům státní správy, tj. okresním stavebním úřadům. Rozhodnutí státního dozoru se stalo závazným podkladem pro místně příslušný okresní stavební úřad. Tato situace ovšem nebyla ideální, neboť místně příslušné stavební úřady neměly potřebnou expertízu pro jadernou oblast a rozhodnutí jednotlivých orgánů dozoru (ČSKAE, hygienické služby, úřadů bezpečnosti práce, požární ochrany a dalších dozorů, resp. kontrolních orgánů) pouze do svých rozhodnutí převzaly. Bylo jasné, že toto se musí v budoucnu změnit, ale v dané situaci nebylo reálné se o tento krok pokoušet.

b) souhlas k jednotlivým etapám uvádění jaderného zařízení do provozu (zavážení jaderného paliva, fyzikální spouštění, energetické spouštění, zkušební provoz).

V případě spouštění bylo stanoveno na rozdíl od ad a), že státní dozor vydává svá rozhodnutí přímo investorovi/provozovateli v zájmu toho, aby se spouštění z administrativních důvodů nezdržovalo. Kladlo to na dozor větší

nároky z hlediska operativnosti jeho činnosti. Zavedení lokalitních inspektorů na jaderných elektrárnách tento požadavek uspokojivě vyřešilo. V zákoně byl zaveden termín zkušební provoz po ukončení energetického spouštění (na jeden rok), který měl umožnit dozoru na počátku provozní fáze snadněji požadavky vyžadovat. V následujícím zákoně č. 18 se již termín zkušební provoz neobjevil, protože jeho potřeba pominula.

c) souhlas se změnami na jaderném zařízení ovlivňujícími jadernou bezpečnost.

Od počátku bylo jasné, že bude nutné navrhované změny kategorizovat z hlediska jejich významu pro jadernou bezpečnost a tím i aplikovat odstupňovaný přístup dozoru.

Neexistence bezpečnostní klasifikace změn by v některých bezpečnostně významných případech mohla být rizikem, a naopak nevýznamné případy z hlediska jaderné bezpečnosti stačí dozoru pouze registrovat.

d) souhlas se zařízeními pro jadernou přepravu-dopravu (přepravní kontejnery) a s vlastní přepravou (zajištění ochrany, výběr trasy apod.)

K regulaci jaderné bezpečnosti při přepravách jaderných materiálů v té době došlo, takže tento odstavec přišel právě včas.

e) souhlas se skladováním, zpracováním a ukládáním jaderných materiálů (tj. čerstvého a vyhořelého paliva) a radioaktivních odpadů a jejich přepravou (připravovaná regionální úložiště radioaktivních odpadů v Dukovanech a Mochovicích a plánované hlubinné úložiště vyhořelého paliva).

Doba pro vydání rozhodnutí státního dozoru s hlavními etapami schvalovacího procesu (umístění, výstavba, provoz) byla stanovena na pouhé dva měsíce, a to bylo velmi málo. Resort energetiky svůj požadavek na takto krátkou dobu prosadil, což ukazuje, jaké klima ve vztahu k bezpečnosti stále ještě existovalo. Naopak doba pro vydání rozhodnutí v období spouštění byla zbytečně dlouhá, neboť zde bylo potřebné vydávat rozhodnutí, pokud byly všechny požadavky a podmínky hlediska jaderné bezpečnosti splněny, operativně v řádu hodin, maximálně dní.

Pro získání potřebné doby pro posouzení mnohdy velmi objemné dokumentace byl dozor nucen používat argument, že dokumentace nebyla úplná, a proto stanovená doba nemůže plynout. Na druhé straně odpovědné organizaci bylo doporučováno před-



kládat bezpečnostní dokumentaci postupně, a nikoliv najednou, až je celá hotová.

Řešením pro případ spouštění bylo zřízení lokálních inspektorů postupně na všech lokalitách jaderných elektráren, kteří byli v případě potřeby kontinuálně přítomni na jaderném zařízení a tím mohli plynule informovat centrum v Praze a vydávat na základě zmocnění operativně rozhodnutí dozoru.

Paragraf 7 se týká schvalování vybraných dokumentů jaderných zařízení, jmenovitě

- a) limitů a podmínek bezpečného provozu
- b) programů zajištění jakosti u vybraných zařízení (obecných, dílčích, individuálních)
- c) programů uvádění do provozu
- d) změn těchto dokumentů

Schvalováním uvedených dokumentů jim byl přiřazen velký význam z hlediska jaderné bezpečnosti, neboť jejich nedodržení mohlo být předmětem postihu odpovědné organizace a jejich pracovníků. Na rozdíl od předchozího paragrafu 6, který se týká posouzení dokumentace (nikoliv, jak se často chybně říká, schvalování), se tento paragraf týká schvalování dokumentace, tj. v textu každého slova včetně interpunkce. Zájem dozoru prosadit schvalování Limitů a podmínek bezpečného provozu byl velký, a to se při formulaci zákona podařilo prosadit. Tento dokument byl definován v jednom z návodů pro provoz MAAE a pochopili jsme, že pro praktický výkon dozoru je jeho existence naprosto nutná a klíčová. Jeho podrobný obsah jsme neměli dlouhou dobu k dispozici. Sovětská praxe tento dokument nepoužívala. Nejbližší mu byl tzv. technologický reglement, ale ten neobsahoval některé důležité části Limitů jako povolený čas provozu při nesplnění požadavků a postup personálu v těchto případech a nebyl pro potřeby dozoru koncipován.

V paragrafu 8 zákon stanovuje základní požadavky na přípravu a ověřování odborné způsobilosti provozního personálu jaderných zařízení, tj.

- kategorie vybraných pracovníků, kteří mají bezprostřední vliv na jadernou bezpečnost
- způsob, lhůty a podmínky ověřování zvláštní odborné způsobilosti těchto pracovníků
- soubor vybraných provozních předpisů, které jsou součástí zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků
- udělování (odnímání) oprávnění organi-

zacím pro přípravu vybraných pracovníků (akreditace školicích pracovišť, kvalifikace lektorů, obsah výuky jednotlivých předmětů a technické vybavení školicích středisek)

- vydávání (odnímání) oprávnění k činnosti vybraných pracovníků (licence operátorů)

Zařazení tohoto paragrafu do zákona ovlivnila havárie na JE Three Mile Island, na které se významně podílel provozní personál. Předseda ČSKAE byl na základě tohoto paragrafu zmocněn ustanovit Státní zkušební komisi pro ověřování zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků, jmenovat jejího předsedu a členy. Inspekteři se stali členy jednotlivých sekcí Státní zkušební komise na lokalitě, na které pracovali.

Tento paragraf legislativně zakotvil opatření, na kterých se již dohodl resort energetiky s ČSKAE a která byla postupně zaváděna do praxe již od roku 1979 v souvislosti s uváděním do provozu prvního bloku jaderné elektrárny V-1.

## Ing. Zdeněk Kříž



Ukončil s vyznamenáním v roce 1964 studium na Fakultě technické a jaderné fyziky ČVUT jako jaderný inženýr. Po ukončení studia nastoupil do Ústavu jaderného výzkumu v Řeži (ÚJV), kde pracoval jako výzkumný pracovník v úseku jaderné energetiky. V roce 1970 přešel do nově vzniklého oddělení jaderné bezpečnosti a záruk Československé komise pro atomovou energii (ČSKAE). Zde se aktivně podílel na rozvoji a prosazování státního dozoru nad jadernou bezpečností. Postupně prošel různými funkcemi až po funkci hlavního inspektora jaderné bezpečnosti (1989–1992). V roce 1993 přijal nabídku pracovat v Mezinárodní agentuře pro atomovou energii (MAAE) ve Vídni. Zde jeho hlavními úkoly bylo využívání provozních zkušeností prostřednictvím systému IRS a podpora činnosti orgánů dozoru v jaderné energetice. Podílel se na přípravě několika doporučení a účastnil se řady misí MAAE. Kromě několika výzkumných zpráv je autorem asi čtyřiceti prezentací, článků a publikací věnovaných dozorcí činnosti. Po návratu z MAAE v roce 2001 nastoupil opět do ÚJV Řež jako vedoucí vědeckého sekretariátu. V období 2001–2011 byl předsedou Poradního výboru pro jadernou bezpečnost předsedkyně SÚJB Dany Drábové a od roku 2004 externím členem Výboru pro bezpečnost jaderných zařízení ČEZ, a. s.

# Přínos prof. Ing. Františka Dubšeka, DrSc. k vývoji článkových parních generátorů pro JE

**Prof. Ing. Oldřich Matal, CSc., Ing. Jiří Sobotka**

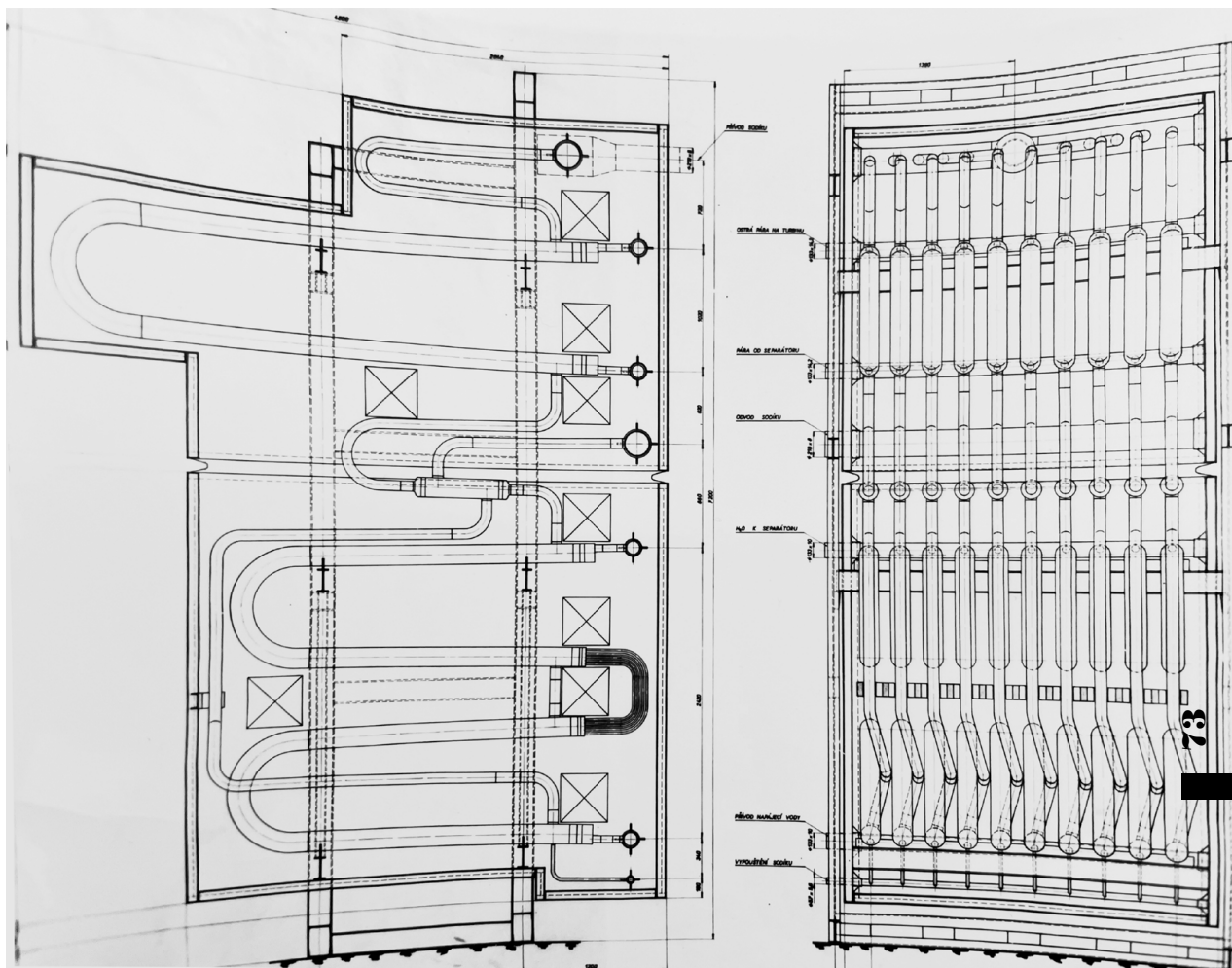
V níže uvedeném textu se autoři pokoušejí ve zkratce formulovat podstatné technické přínosy profesora Dubšeka k řešení a realizaci článkových parních generátorů vyhřívaných kapalným sodíkem, přiblížit odborné technické veřejnosti jeho dílo a takto vzpomenout, jak ovlivnil doma i v zahraničí přijetí těchto parních generátorů (PG) a jejich nasazení v provozu jaderných elektráren s rychlým reaktorem chlazeným sodíkem.

In the text below, the authors try to briefly formulate the significant technical contributions of Professor Dubšek to the design and implementation of steam generators heated by liquid sodium, to bring closer to the professional technical public his work and thus remember how he influenced the acceptance of these steam generators at home and abroad. their deployment in the operation of sodium-cooled fast reactors.

Podstatnou část svého tvůrčího života věnoval prof. Dubšek se spolupracovníky využití kapalných kovů jako nosičů tepla v energetice, zejména pak sodíku v jaderné energetice, a to ve výměnících tepla typu kov-kov, a zvláště pak typu kov-voda, vodní pára, tedy v parních generátorech. Počátkem šedesátých let minulého století (1964) se uskutečnila jeho první pracovní cesta do FEI Obninsk následovaná později řadou dalších cest a návaznou spoluprací se sovětskými pracovišti, zejména s NIIAR Dimitrovgrad. Tyto jeho aktivity byly všestranně podporovány tehdejší československou Komisí pro atomovou energii (ČSKAE, Ing. J. Neuman, Ing. Z. Tluchoř, Ing. F. Šuranský a jiní). Návazně na to došlo ve Výzkumném ústavu energetických zařízení (VÚEZ) z iniciativy profesora Dubšeka k návrhu a projekčnímu zpracování tzv. funkčního modelu článku PG sodík-voda o tepelném výkonu 1 MW, který byl vyroben v První brněnské strojírně

(PBS) a zaslán do NIIAR ke společným zkouškám za účasti i našich odborníků. Společně provedené zkoušky prokázaly technickou i jadernou bezpečnost článkového řešení a podpořily záměr řešit a realizovat článkový PG sodík-voda o tepelném výkonu 30 MW pro jednu ze dvou smyček jaderného zařízení BOR-60 v Dimitrovgradu.

Tento parní generátor (označovaný PG 1) sestával z osmi na sodíkové i vodní straně paralelně řazených větví. Každá větev měla tři články tvaru písmene U, a to článek ekonomizéru, výparníku a přehříváku. PG 1 byl projektován ve VÚEZ pro tepelný výkon 30 MW a pro vstupní teplotu sodíku až 565 °C a teplotu přehřáté páry až 540 °C. Na zařízení BOR-60 úspěšně pracoval až do roku 1980. Celý PG 1 byl umístěn v ochranné a bezpečnostní krabici, což byl tehdy zcela nový jaderně bezpečnostní soubor, který umožňoval kromě jiného i případný odvod zbytkového

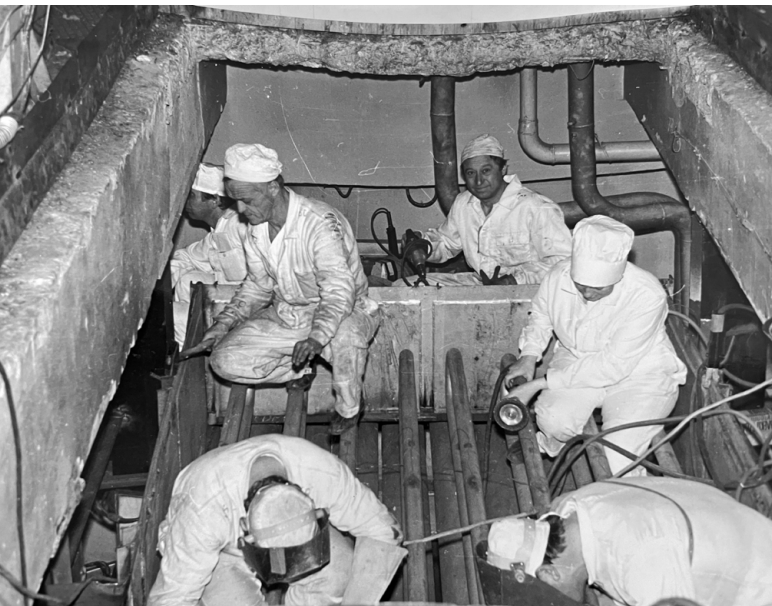


Obr. 1: Řešení PG1 o tepelném výkonu 30 MW s články tvaru písmene U s dvojitými trubkovicemi pro BOR-60 (rok 1970)

tepla z odstaveného reaktoru. PG 1 byl vůbec první československý parní generátor vyhřívaný kapalným sodíkem a navržený kolektivem spolupracovníků (J. Vaněk, J. Sobotka, J. Šrůtek a jiní) vedeným profesorem Dubškem, vyrobený a dodaný PBS v roce 1973. Projektové řešení PG 1 je na Obr. 1.

Nové řešení PG, tzv. obrácený parní generátor (OPG), s novým provedením článků, kdy sodík proudí v trubkách a voda a vodní pára v mezitrubkovém prostoru, se zrodilo v kolektivu pracovníků VÚEZ (V. Kugler, V. Tomeš a jiní) pod vedením prof. Dubška v sedmdesátých letech minulého století. Bylo zpracováno pro-

jektové a konstrukční řešení OPG 1 o tepelném výkonu 30 MW s články tvaru písmene U a S, s dvojitými trubkovicemi a s ochrannou krabicí celého kompletu. OPG 1 byl vyroben v závodě PBS v Třebíči a dodán, namontován a uveden do provozu na BOR-60 v září 1981. OPG 1 sestával také z osmi větví, z nichž každá byla připojena paralelně k příslušným sodíkovým, vodním a parním kolektorům. Byl projektován na vstupní teplotu sodíku 500 °C a na generaci přehřáté páry o teplotě 475 °C. Na Obr. 2 jsou zachyceni pracovníci PBS Třebíč a NIIAR při montáži horní části OPG 1 v kobce (rok 1981). Je tam také vidět část bezpečnostní krabice.



Obr. 2: Pracovníci PBS a NIIAR provádějí montáž horní části OPG 1 v kobce BOR-60 (rok 1981)

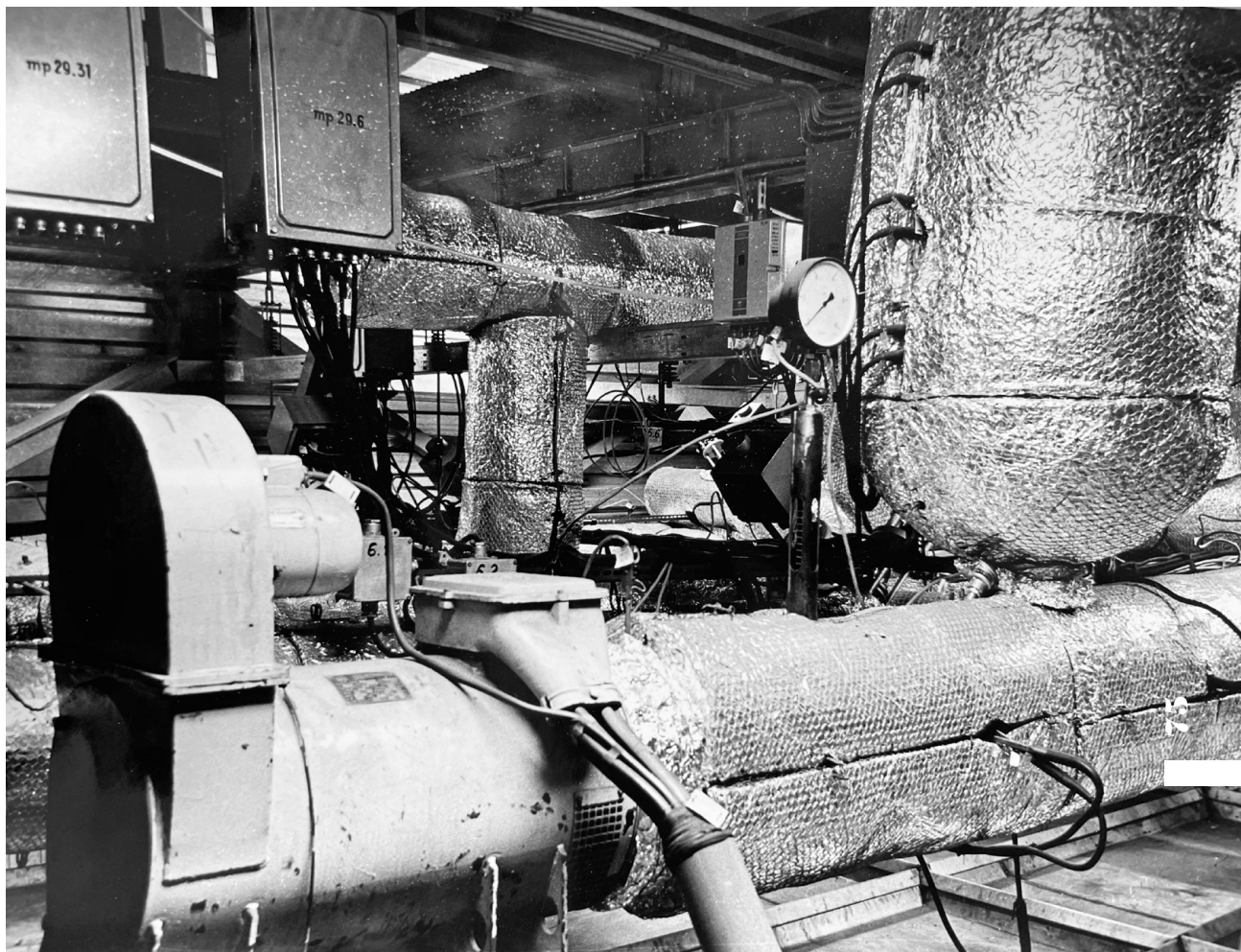
Rozhodující vliv na výzkum, projektové řešení a na řádnou komerční dodávku dvou článkových PG s označením NAĎA, každý o tepelném výkonu 200 MW a s přirozenou cirkulací na vodní straně, pro jadernou elektrárnu BN-350 (postavenou v tehdejší Ševčence na břehu Kaspického moře) měl na československé straně prof. Dubšek. Oba PG byly vyrobeny, dodány a namontovány PBS a uvedeny do provozu na BN-350 v květnu 1980, resp.

Později a v návaznosti na zkušenosti s bezproblémovým provozem OPG 1 na BOR-60 bylo ve VÚEZ připravováno projekčně a technologicky nové řešení, a to OPG 2 s jedním modulem ve tvaru písmene C, o tepelném výkonu 28 MW (O. Mánek, K. Plíhal a jiní). Jeho výrobu a dodávku provedla PBS, závod Třebíč. OPG 2 byl uveden do provozu na BOR-60 v březnu 1991 společně pracovníky Energovýzkumu a NIIAR.

Oba parní generátory OPG 1 a OPG 2 dosud úspěšně pracují na BOR-60. Výzkum, vývoj, projekce, konstrukce a realizace parních generátorů PG 1, OPG 1 a OPG 2 pro BOR-60 byly financovány z československých prostředků státního plánu RVT.

Obr. 3: Celkový pohled na zkušebnu PG s věží pro instalaci modulů vertikálních PG pro JE s PWR





Obr. 4: Pohled na část sodíkového stendu o projektovém výkonu 4 MW s elektromagnetickým čerpadlem, vybudovaného v prostorách zkušebny PG (rok 1985)

v červnu 1982. Za tyto přínosy mu byla v roce 1981 udělena Státní cena. Byla to komerčně i technicky úspěšná zakázka svědčící o technické vyspělosti československého průmyslu a odborné zdatnosti tvůrců pod vedením prof. Dubška.

V roce 1973 byla také v Brně na pozemku PBS uvedena do provozu zkušebna PG postupně vybavená stendy pro testy modulů vertikálních PG typu voda-voda, pára a článků sodíkem vyhřívaných PG a OPG. Podnět k jejímu vybavení a k její realizaci dali pánové

V. Křížek a F. Dubšek. Pro stendy s kapalným sodíkem byla využívána elektromagnetická čerpadla čs. konstrukce a výroby. Na Obr. 4 je pohled na část sodíkového stendu o projektovaném výkonu 4 MW a na jedno z elektromagnetických čerpadel umístěných v prostorách zkušebny PG (rok 1985). Celkový pohled na zkušebnu PG s věží pro instalaci modulů vertikálních PG pro JE s PWR je na Obr. 3. Bohužel po převedení části VÚEZ do PBS (k 1. 1. 1991) a privatizaci (ABB, 1992) byla později zkušebna zbourána a nyní stojí na bývalých pozemcích PBS obytné domy a silnice.

# Jaderné zdroje energie pro vesmír

## (2. díl - jaderné reaktory jako zdroj tepla a elektřiny)

**RNDr. Vladimír Wagner, CSc.**

Ústav jaderné fyziky Akademie věd České republiky

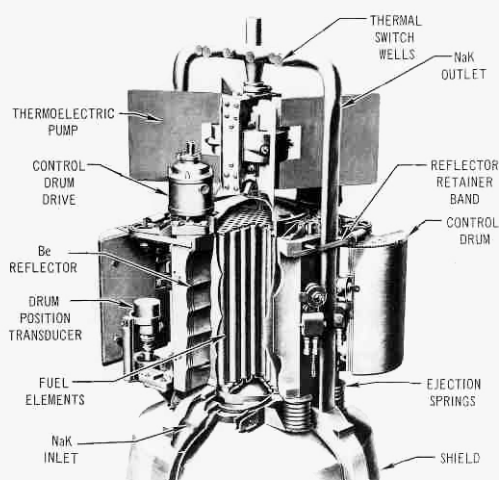
Pokud jsou potřeba při vesmírné misi větší výkony, radioizotopové zdroje už nemusí stačit. V takovém případě je třeba využít jaderné reaktory. Zatímco radionuklidové zdroje dodávají stovky wattů, jaderné reaktory by měly dodávat kilowatty až megawatty. Velmi intenzivní vývoj reaktorů pro vesmírné aplikace probíhal na počátku jaderné a kosmické éry. Znovu se pak zintenzivňuje nyní, kdy se očekává návrat člověka na Měsíc a jeho první cesta na Mars.

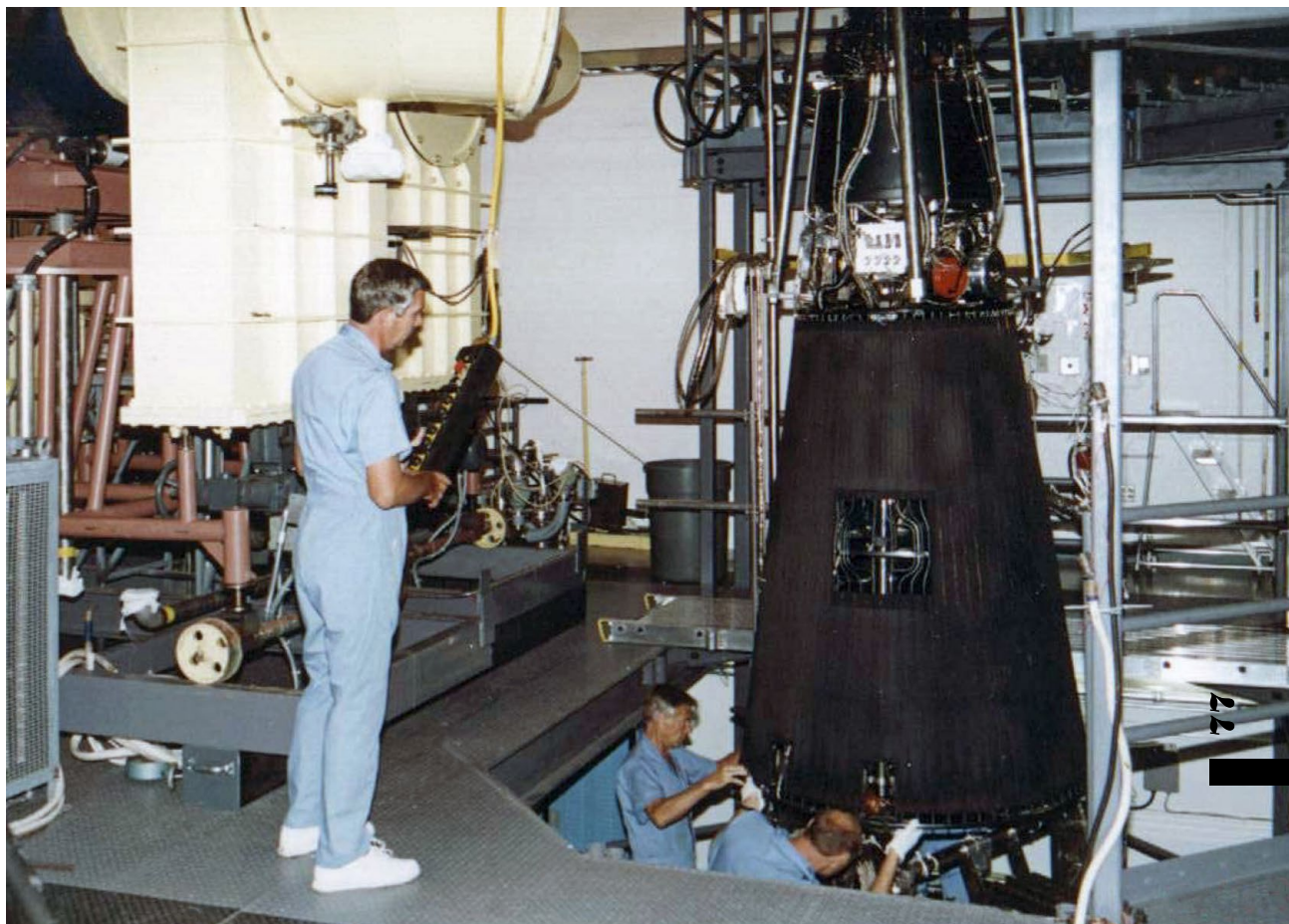
V předchozí části jsme se věnovali využití radionuklidových zdrojů energie. V případě potřeby vyšších výkonů je třeba zapojit jaderné reaktory. Ty je možné využít pro dodávky tepla a elektřiny i jako pohonné systémy. Nejdříve se podíváme na historii reaktorů určených pro produkci elektřiny.

Vývoj reaktorů pro vesmír začal ve stejné době jako vývoj radionuklidových zdrojů, o kterém jsme psali v předchozí části. V USA šlo o společný program SNAP (The Systems Nuclear Auxiliary Power). Prvním reaktorem ve vesmíru tak byl SNAP-10A. Satelit na kterém letěl se označuje jako SNAPSHOOT a byl vypuštěn 3. dubna 1965. Životnost reaktoru mohla být okolo jednoho roku, družice však skončila provoz po 45 dnech, kdy selhal elektronický systém nesouvisející s reaktorem. Porucha však vedla i k odstavení reaktoru. Dráha pro družici byla vybrána ve výšce okolo 1 300 km, kde zůstane nejméně několik tisíc let. Tedy dostatečně dlouhou dobu na potřebný pokles radioaktivity.

Na této zkušební družici se poprvé kromě reaktoru testoval i iontový pohon. Reaktor měl hmotnost 290 kg a tepelný výkon reaktoru byl 30 kW. Pro konverzi tepelné energie na elektrickou se využíval termoelektrický článěk, podobný tomu u radionuklidových zdrojů. Elektrický výkon byl 0,5 kW.

### SNAP 10A REACTOR





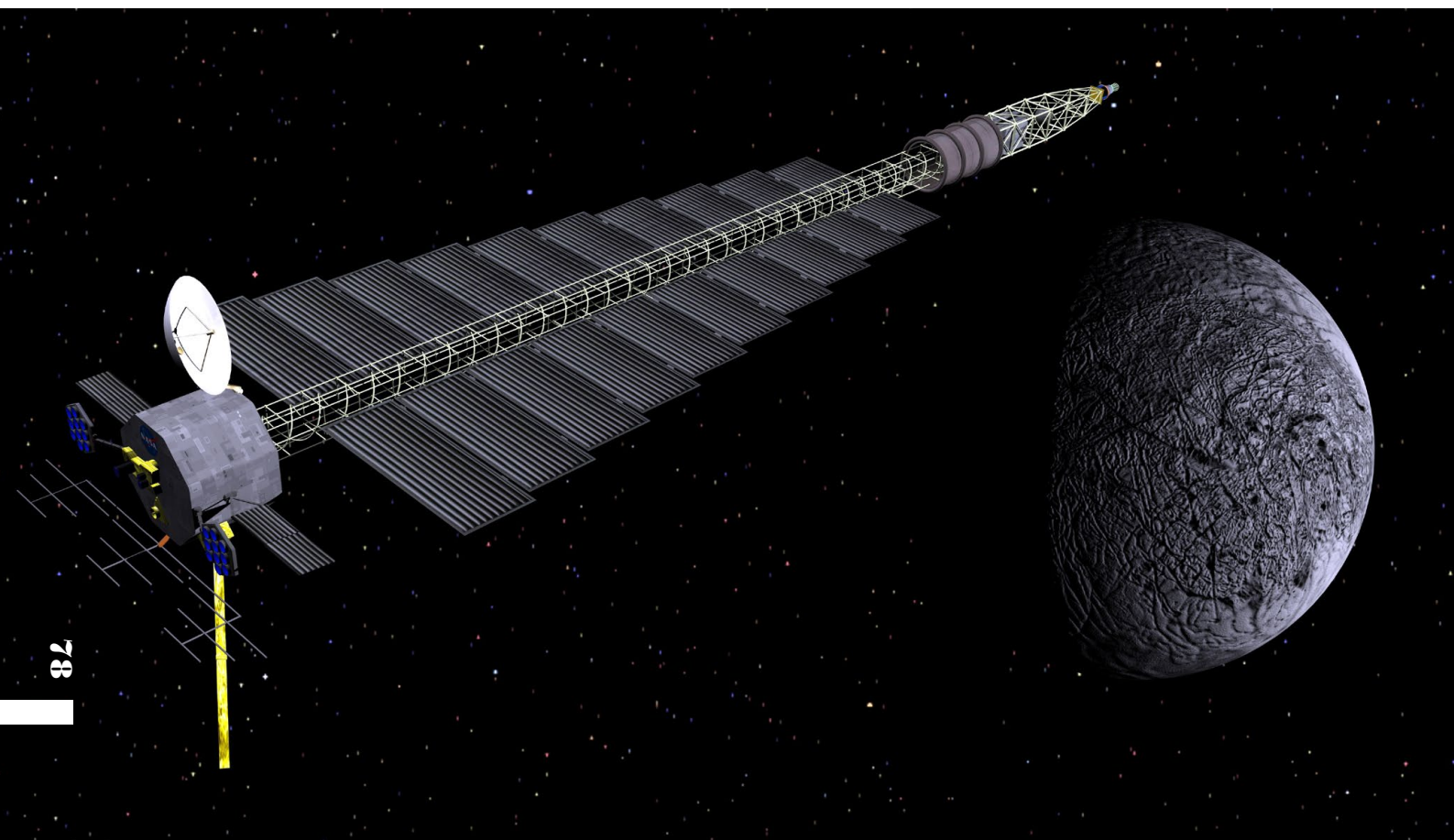
Obr. 2: Personál připravující reaktor TOPAZ II na testování.  
(Zdroj: NASA Marshall Space Flight Center, <https://ntrs.nasa.gov>)

Už u tohoto reaktoru lze ukázat technologické tendence, které se u vesmírných aplikací projevují. Reaktor pro vesmír by měl být co nejlehčí a nejkompaktnější. To je důvod, proč se prosazovaly reaktory s vysokou mírou obohacení paliva izotopem uranu 235. Chlazení pomocí roztaveného kovu pak umožňuje efektivní ochlazování i přenos tepla a práci při vysoké teplotě. V tomto případě se využila eutektická směs sodíku a draslíku. Pracovní teplota tak byla okolo 800 °C. Vesmírné vakuum je v případě využití sodíku výhodou, ten se v žádném případě nedostane do kontaktu s kyslíkem.

Bezpečný provoz a řízení u reaktoru se stejnou koncepcí jako SNAP-10A umožňuje beryliové zrcadlo, které obklopuje aktivní zónu. Pokud

není aktivní zóna do něj zasunuta, je podkritická a štěpná řetězová reakce neprobíhá. Ve zmíněném beryliovém zrcadle byly u něj umístěny čtyři rotující válce, u nichž část povrchu tvořilo také beryliové zrcadlo. Ty umožňovaly jemné řízení reaktoru. Aktivní zónu o výšce 41 cm a průměru 22,6 cm tvořilo 37 palivových souborů s palivem na bázi uranu a zirkonu. Celková hmotnost paliva byla 1,3 kg.

Vývoj kosmonautiky pak nešel tak rychle, jak se očekávalo. Spotřebu elektroniky se dařilo efektivně snižovat a velkých výkonů reaktorů nebylo kriticky potřeba. To byl důvod, proč byl zmíněný reaktor americkým prvním a zároveň i zatím posledním, který byl ve vesmíru. Daleko více využíval na družicích jaderné



Obr. 3: Ilustrace lodi Prometheus Jupiter Icy Moons (JIMO), jenž je součástí programu NASA Prometheus, který se zabývá vývojem jaderných energetických systémů a technologií pro průzkum vesmíru (Zdroj: NASA Jet Propulsion Laboratory, <https://www2.jpl.nasa.gov/jimo/gallery.cfm>)

reaktory Sovětský svaz. Ten měl na počátku vesmírné éry silné nosiče, pro které nebyla větší hmotnost reaktorů problémem. Měl však méně pokročilou elektroniku, která měla větší spotřebu. To se zvláště silně projevovalo u ruských radarových družic, které sledovaly západní jaderné ponorky. První takovou družicí byl Kosmos 198 vypuštěný v prosinci 1967. Po něm následovalo mezi léty 1968 až 1988 dalších 34 satelitů. Poslední družice nesla označení Kosmos 1932. Radarové družice musely pracovat na nízké oběžné dráze s výškou okolo 250 km. Po ukončené činnosti byla aktivní zóna vynesena do výšky blízké 1 000 km. Pro ně byl vyvinut jaderný reaktor pro vesmírné využití. První jeho typ byl ozna-

čovaný jako BOUK (BES-5). Jednalo se o rychlý reaktor. Používal jako palivo 31,1 kg vysoce obohaceného uranu (90 % izotopu  $^{235}\text{U}$  ve formě karbidu uranu). Celková jeho hmotnost byla 0,9 tuny. Jeho tepelný výkon byl 100 kW, tedy více než dvacetkrát větší než u radioizotopového zdroje GPHS-RTG. Pracovní teplota byla okolo 1 000 °C.

Pro převod tepelné energie na elektrickou se i zde používal termoelektrický článek a účinnost převodu byla 2–4 %. Projektovaný elektrický výkon tak byl 2–4 kW<sub>e</sub> a plánovaná provozní doba šest měsíců. V praxi se využíval stabilní výkon 1 kW po dobu aktivní činnosti do 134 dnů.



Vývoj nového reaktoru TOPAZ I probíhal od roku 1970, byl dokončen v roce 1987 a reaktor pracoval na družicích Kosmos 1818 a 1867. Celková hmotnost reaktoru byla 1,2 tuny a tepelný výkon byl 150 kW. I zde se využívalo chlazení pomocí eutektika sodíku a draslíku. Pracovní teplota však byla nižší. V tomto případě se však používala termionická přeměna tepelné energie na elektrickou s účinností až okolo 5 %, elektrický výkon byl 5–10 kW<sub>e</sub> a plánovaná provozní doba 12 měsíců. Pravidelně na základě rozsáhlých celosvětových protestů po havarijní situaci družice Kosmos 1900 byl program využití reaktorů pro vojenské radiolokační družice zastaven.

Vylepšená varianta reaktoru označená jako TOPAZ II se tak už do vesmíru nedostala. Tento velice dobrý reaktor měl obohacení 96 % a uran byl ve formě oxidu uraničitého. Odkoupla jej také organizace NASA, aby zrychlila vývoj svých nových reaktorů a jeho další testy i vývoj probíhaly v mezinárodní spolupráci. Ta však byla v roce 1993 z finančních důvodů zakončena. Dominantním důvodem však bylo, že v té době nebyly ve výhledu žádné reálné projekty na Měsíci a Marsu, které by tyto jaderné reaktory vyžadovaly.

Podobně dopadly projekty vývoje vesmírných jaderných reaktorů, které se opíraly o dřívější americké i ruské zkušenosti. Hlavním cílem byla vysoká bezpečnost zařízení. Využila se řada prvků z předchozího výzkumu. Novým přínosem byl systém pro chlazení kompaktních reaktorů typu HPS (Heatpipe Power System), který od roku 1994 vyvíjela Národní laboratoř v Los Alamos (USA). Název pochází od technologie, která slouží k přenosu tepla mezi reaktorem a zařízením, které konvertuje tepelnou energii na elektrickou. Tímto zařízením je buď Stirlingův motor nebo plynová turbína pracující s využitím Braytonova cyklu. K přenosu tepla slouží kanálky procházející aktivní zónou reaktoru. V nich dochází k fázovému přechodu chladicího média. Na teplém konci se kapalina vypařuje a na chladném konci kondenzuje a kondenzací velice efektivně předává teplo. Vzniklá kapalina se pak transportuje na bázi gravitace nebo povrchového napětí k teplému konci. Velkou výhodou

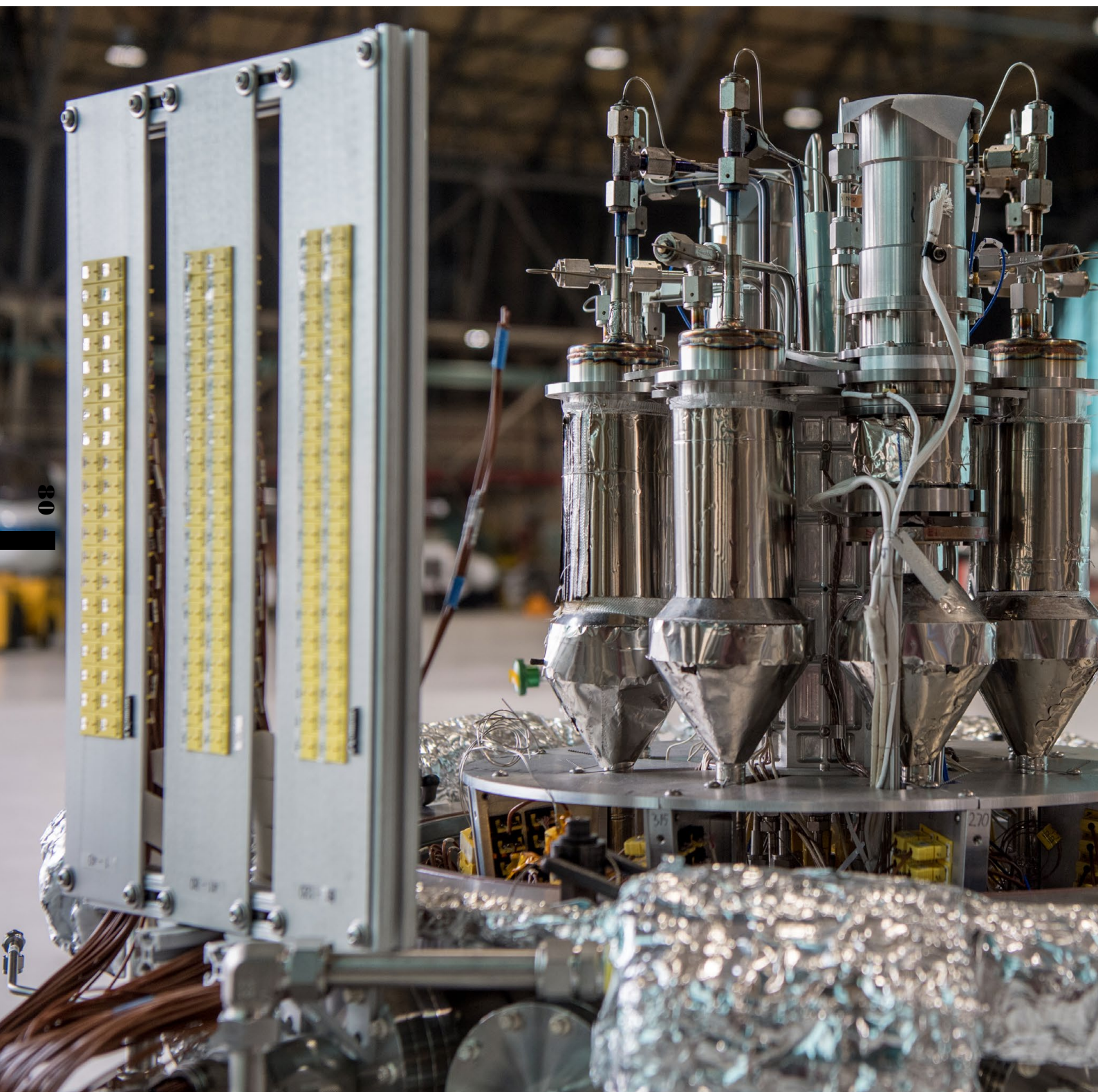
je, že tento systém chlazení nemá žádné pohyblivé části, které by se mohly poškodit, a zantně se tak snižuje možnost havárie. V kanálech uvnitř aktivní zóny by mělo cirkulovat tekuté lithium (Li) nebo už zmíněné eutektikum sodíku a draslíku. Výstupní teplota tepelného výměníku je v tomto případě 880 °C. Pro ohřev plynu pohánějícího Stirlingův motor nebo plynovou turbínu slouží tepelný výměník. Tímto plynem může být směs helia a xenonu. Připravovaly se kompaktní rychlé reaktory produkující až 100 kW<sub>e</sub> po dobu až deset let.

Hlavním znakem projektu byla maximální bezpečnost při provozu reaktoru i případné havárii. Konkrétními projekty, na kterých se pracovalo, byly SAFE-400, HOMER-15 nebo Prometheus.

## **SOUČASNÝ STAV V OBLASTI VESMÍRNÝCH JADERNÝCH REAKTORŮ**

Obnova zájmu o návrat lidí na Měsíc a rozsáhlejší přítomnost automatů, případně i lidí, na Marsu vedla k obnově práce na funkčním jaderném reaktoru pro vesmír. To je jedním z důvodů, proč se v posledních letech obrátila NASA spolu s laboratoří v Los Alamos opět k vývoji jaderných reaktorů. Navázala při tom na získané předchozí zkušenosti.

Koncem roku 2012 proběhl DUFF (Demonstration Using Flattop Fission) experiment, který poprvé demonstroval uplatnění zmíněného systému HPS pro chlazení reaktoru a dodávky tepla pro Stirlingův motor v podobě systému kanálků. Teplo z reaktoru bylo pomocí kanálků transportováno ke dvojici Stirlingových motorů. V demonstračním experimentu byla testována funkce pouze jedné jednotky produkující z tepla produkovaného reaktorem elektřinu. Ve skutečném zdroji jich bude několik. Navíc bude teplota na výstupu tepelného výměníku mnohem vyšší než v současném testu. To byly důvody, proč elektrický výkon testovací jednotky dosahoval zatím pouhých 24 W<sub>e</sub>. V konečné variantě by se reaktor měl skládat ze šesti částí – aktivní zóna s 23 kg vysoce obohaceného uranu, berýliový reflektor okolo aktivní zóny odrážející



Obr. 4: Prototyp reaktoru Kilopower se Stirlingovými motory (systém KRUSTY). (Zdroj: NASA. <https://www.nasa.gov>)



neutrony, jedna kontrolní tyč z materiálu pohlcujícího neutrony, stínění absorbující radiaci a osm kanálků, které budou zásobovat teplem osm Stirlingových motorů. Celá jednotka bude velmi kompaktní a pasivně bezpečná.

V roce 2014 se začal vývoj reaktoru s označením Kilopower. Cílem bylo do tří let připravit prototyp zdroje, který by dodával elektrický výkon 1 až 10 kW<sub>e</sub> po dobu nejméně deseti let. Projekt navázal na popsané úspěšné testy systému DUFF. Reaktor využívá vysoce obohacený uran v kovové podobě ve slitině s molybdenem a beryliový reflektor. Má jednu řídicí tyč s příměsí bóru absorbujícího neutrony. Jeho celková hmotnost je srovnatelná s reaktorem TOPAZ II. Teplo se z reaktoru odvádí pomocí teplovodných trubíc vyplněných tekutým sodíkem. Ty odevzdávají teplo Stirlingovým motorům. Odpadní teplo se vyzařuje pomocí radiátoru z uhlíkových kompozitů. Plánují se různé konfigurace rozdílné velikosti i výkonu. Největší s výkonem 10 kW<sub>e</sub> by měla mít hmotnost 1 800 kg. Tedy měrný výkon zhruba 5,5 W<sub>e</sub>/kg.

Podle plánu se nejdříve provedly zkoušky jednotlivých komponent reaktoru a pak i jeho celku bez paliva. Pracovní teplota systému je u tohoto zařízení 800 °C. Bylo tak třeba vyzkoušet termomechanické vlastnosti konstrukce a paliva za těchto teplot i celý průběh odvodu tepla z aktivní zóny ke Stirlingovým motorům. To se podařilo v roce 2015.

V následujícím roce se testoval hlavně převod tepelné energie na elektrickou pomocí Stirlingových motorů. S těmi už má NASA zkušenosti, i když pouze na Zemi. Vyvíjely se pro radionuklidové zdroje. Pro Kilopower se vypracovalo několik variant, ale základním konceptem bylo využití osmice Stirlingových konvertorů, z nichž každý by poskytoval 125 W<sub>e</sub> výkonu. Celkově by tak zdroj měl 1 kWe. Reálné zkoušky se však z finančních důvodů prováděly se Stirlingovými konvertory o výkonu 70 W<sub>e</sub>, které byly vyrobeny pro pokročilé radionuklidové zdroje ASRC (Advanced Stirling



Obr. 5: Inženýři NASA a NNSA umísťují vakuovou komoru kolem reaktoru Kilopower a Stirlingových motorů (systém KRUSTY). (Zdroj: NASA, <https://www.nasa.gov>)

Radioisotope Generator). Ty byly pouze dva, takže se sloty pro šest zbývajících při zkouškách osadily maketami.

Reaktor využívá vysoce obohacený uran. Je tak důležité, aby bylo možné naplnit aktivní zónu palivem až těsně před startem a v dobře kontrolovaných podmínkách. Podařilo se vyprojektovat takový systém, který umožňoval zaplnění aktivní zóny již za 12 hodin. S dalšími instalacemi a testy celé sestavy pak předstartovní příprava reaktoru nepřekročí čtyři pracovní dny.

Než se přikročilo ke zkouškám s obohaceným uranem, testovalo se chování sestavy s ura-

nem ochuzeným. Štěpný tepelný zdroj nahradil v tomto případě elektrický ohřev. Taková sestava umožnila vyzkoušet termomechanické vlastnosti celé konfigurace, průběh zaplňování aktivní zóny palivem i další manipulace s reaktorem.

V roce 2017 se vývoj nového reaktoru dostal do fáze, kdy se mohlo přikročit k testování prototypové jednotky i s obohaceným uranem v rámci experimentu KRUSTY (Kilopower Reactor Using Stirling Technology). Součástí bylo několik kritických experimentů s aktivní zónou, které testovaly její neutroniku, reaktivitu a průběh štěpné řetězové reakce v různých podmínkách. Začínalo se při nulovém výkonu,

postupně se přešlo k režimům při nízkém výkonu, který se zvyšoval, až se přešlo k testům horkým. Plán zkoušek byl navržen od listopadu 2017 do konce března 2018. Jeho vrcholem pak byl 28 hodin trvajících běh reaktoru při plném výkonu a pracovní teplotě 800 °C. Ten se uskutečnil právě na konci března 2018. Při experimentech se využila i vakuová komora, aby se navodily podmínky vesmírného letu. Průběžně se také testovalo chování reaktoru při různých provozních i havarijních situacích. Například při ztrátě funkce některé teplovodné trubky nebo Stirlingova motoru, či dokonce při úplné ztrátě chlazení. V tomto případě vede zvýšení teploty k vyšším radiačním tepelným ztrátám, tepelné záření tak stačí vznikající teplo odvést do vakua. Soubor testů byl ukončen koncem března 2018 právě zmíněným více než jednodenním provozem při plném výkonu.

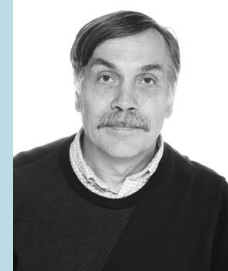
Na dalších modelech vesmírných reaktorů pracují různé soukromé firmy. Ke konci roku 2021 vypsal NASA tendr pro vývoj a dodávku vesmírného reaktoru pro využití na povrchu Měsíce. Měl by doplnit Kilopower, který využívá vysoce obohacené palivo. Na rozdíl od něj by měl využívat nízko obohacené palivo. Jeho výhodou by byla snadnější manipulace s takovým reaktorem. Pro zařízení s vysokým obohacením platí, že se na raketu musí instalovat teprve těsně před startem a bezpečnostní opatření jsou mnohem striktnější. Měl by mít elektrický výkon 40 kW<sub>e</sub>. Na měsíčním povrchu by měl pracovat deset let. Hmotnost by neměla překročit 6 tun a měl by se vejít do válce s průměrem 4 m a výškou 6 m. Dodávka prvních takových reaktorů by se měla uskutečnit před rokem 2030. Výběr z nabídek by se měl realizovat v roce 2022.

Na nových reaktorech pro vesmírné využití pracují i v Rusku a v Číně. Od roku 2019 pracují Číňané na reaktoru pro vesmír s výkonem 1 MW<sub>e</sub>. Rychlý a intenzivní rozvoj jaderné energetiky v Číně by mohl být zárukou, že i tento reaktor bude brzy k dispozici.

#### Reference:

- [1] David Buden: Space Nuclear Propulsion and Power: Book 1, Space Nuclear Radioisotope Systems, Polaris Books, 2011
- [2] David Buden: Space Nuclear Propulsion and Power: Book 2, Nuclear Thermal Propulsion Systems, Polaris Books, 2011
- [3] David Buden: Space Nuclear Propulsion and Power: Book 3, Space Nuclear Fission Electric Power Systems, Polaris Books, 2011
- [4] Richard R. Furlong a Earl J. Wahlquist: U.S. space missions using radioisotope power systems, Nuclear News, April 1999, str. 26
- [5] IAEA: The Role of Nuclear Power and Nuclear Propulsion in the Peaceful Exploration of Space, IAEA, 2005 STI/PUB/1197
- [6] <https://www.nasa.gov/>
- [7] <https://www.world-nuclear-news.org/>
- [8] <https://www.atomic-energy.ru/>

## RNDr. Vladimír Wagner, CSc.



wagner@ujf.cas.cz

Vystudoval jadernou fyziku na Matematicko-fyzikální fakultě Univerzity Karlovy v Praze. Během doktorandského studia se věnoval experimentálnímu studiu struktury deformovaných jader. Pracuje v Ústavu jaderné fyziky AVČR, v.v.i. v Řeži a učí na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze. Mezi hlavní oblasti jeho vědeckého zájmu patří studium velmi horké a husté jaderné hmoty pomocí srážek těžkých iontů. Je zapojen do výzkumu mezinárodních skupin provádějících experimenty v GSI Darmstadt (Německo) a v laboratoři CERN (Švýcarsko). Vede skupinu, která studuje možnosti transmutace jaderného odpadu pomocí urychlovačem řízených transmutorů a získává potřebná jaderná data pro pokročilé štěpné i fúzní systémy. Využívá k tomu zdroje neutronů v mateřském ústavu a v mezinárodní spolupráci urychlovač Nuklotron ve Spojeném ústavu jaderných výzkumů v Dubně v Rusku. Zajímá se také o energetiku a byl členem druhé nezávislé energetické komise NEK II, která vypracovala doporučení pro aktualizaci Státní energetické koncepce České republiky, podílel se na publikaci Perspektivy české energetiky. Současnost a budoucnost (Novela bohemia 2014) a napsal knihu Fukušima I poté (Novela bohemia 2014). Zabývá se také popularizací vědy a hlavně fyziky. Pravidelně přednáší pro středoškolskou mládež a veřejnost. Píše články pro internetové i klasické časopisy, které se popularizaci vědy věnují.

# Aktuality

## Opustil nás Ing. Pavel Kovář



23. prosince 2021 zemřel ve věku nedožitých 82 let dlouholetý pracovník Státního úřadu jaderné bezpečnosti, a především dlouholetý redaktor časopisu *Bezpečnost jaderné energie/Bezpečnost jadrovej energie* Ing. Pavel Kovář. Po dobu téměř 15 let se významnou měrou podílel na formování věcného obsahu jednotlivých čísel časopisu a přispíval tak k tomu, aby byl pro čtenáře z řad české a slovenské jaderné komunity zajímavý a atraktivní.

Ing. Kovář zahájil svou profesionální dráhu v roce 1958 v Ústavu jaderného výzkumu v Řeži, kde záhy poté absolvoval přípravu

na práci operátora výzkumného reaktoru VVR-S se zaměřením na elektrické systémy. V ÚJV pracoval do roku 1978, kdy přešel do nově se formujícího týmu státního dozoru nad jadernou bezpečností v Odboru jaderné bezpečnosti a záruk Československé komise pro atomovou energii. Zde se nejdříve jako inspektor jaderné bezpečnosti pro oblast výzkumných reaktorů a později jako tajemník Státní zkušební komise ČSKAE specializoval na přípravu personálu jaderných elektráren. V této oblasti se stal plně uznávaným a respektovaným členem Útvaru hlavního inspektora. Svou zkušenost a odbornost v oblasti přípravy personálu jaderných elektráren později uplatnil i v mezinárodní spolupráci zejména s Mezinárodní agenturou pro atomovou energii ve Vídni, kde se aktivně podílel na tvorbě mezinárodních požadavků a návodů souvisejících s kvalifikací a ověřováním odborné způsobilosti operátorů jaderných elektráren.

Získané mezinárodní vazby a zkušenosti uplatnil později ve funkci ředitele odboru zahraničních vztahů Státního úřadu pro jadernou bezpečnost. V souvislosti s odchodem do důchodu ke konci své profesionální dráhy zaměřil svou neutuchající energii a mimořádnou péči vydávání časopisu *Bezpečnost jaderné energie/Bezpečnost jadrovej energie*, čímž se nezapomenutelně zapsal do jeho historie.

V osobě Pavla Kováře jsme ztratili významného kolegu, ale také milého, přátelského a v kolektivu mimořádně oblíbeného člověka.

Čest jeho památce.

Miroslav Hrehor

# EQUIPMENT QUALIFICATION IN NUCLEAR INSTALLATIONS 2<sup>ND</sup> INTERNATIONAL MEETING

**23<sup>rd</sup> – 26<sup>th</sup> May 2022**  
ÚJV Řež, Czech Republic

It is our great pleasure to invite you to the **2<sup>nd</sup> International Equipment Qualification in Nuclear Installations meeting** after the successful 1<sup>st</sup> event in 2019.

The current COVID-19 restrictions allow travel under reasonable conditions in most countries across the world, making in-person meetings possible. We believe in further good development so that the postponed International EQ meeting could be realized this year. **The meeting will take place from May 23<sup>rd</sup> to 26<sup>th</sup>, 2022 in Řež, Czech Republic.** We are optimistic that the travel regulations will allow everyone to attend in-person. Interesting schedule is being prepared, including not only presentation sessions, but also optional excursions and social program.

The equipment qualification of safety important items in nuclear installations is a vital part of the facility design basis. The process includes qualification for functional capability, seismic conditions, environmental conditions, and electromagnetic interference effects over the full range from normal operating conditions to accident conditions. It should be proven that the equipment which is relied upon to perform safety functions can perform these functions in the event of design extension conditions.

The goal is to discuss, exchange experience and knowledge on the whole equipment qualification process – inputs, execution and maintaining. Utility requirements, as well as testing laboratories and supplier conditions, will be discussed. Other objectives are to define gaps and needs in research as well as to talk about quality assurance during the testing, manufacturing process and nuclear installation.

Attendees from utilities, research entities, regulatory bodies, accessory manufacturers, testing laboratories are encouraged to attend. Attendance will be limited to 80 persons.

#### Location and organizer

ÚJV Řež, Prague – Czech Republic, [www.ujv.cz](http://www.ujv.cz)

Organized in cooperation with International Atomic Energy Agency.

#### PARTNERS:





V příštím čísle zaměřeném na téma mezinárodní spolupráce vás seznámíme se zapojením českého průmyslu do jaderné oblasti.

Představíme vám Evropské společenství pro atomovou energii (EURATOM), Technologickou platformu pro udržitelnou jadernou energii (SNETP), a další významné organizace z oblasti jaderné energie. **Detailně se zaměříme na téma odvozu paliva z výzkumných reaktorů a hlavní cíle projektu SUSEN.** Dozvíte se, jaký je

přínos Reaktoru Julese Horowitzze pro ČR a jak je to s výrobou technoclových generátorů. Přečtete si třetí část článku o jaderných zdrojích pro vesmír, další díl seriálu o vzniku a historii státního dozoru nad jadernou bezpečností a samozřejmě také aktuality z oblasti jaderné energetiky.