

Jaderná energie / Jadrová energia

1/2025, ročník 6 (71)

V tomto čísle Vám představíme společnost Rolls-Royce SMR, strategického partnera Skupiny ČEZ pro vývoj a výrobu malých modulárních reaktorů. Medailonek významných osobností je tentokrát věnován jednomu z nejvýznamnějších českých odborníků v oblasti parních turbín a turbostrojů, profesoru Miroslavovi Štastnému. Připomeneme si, že „československým“ jaderným elektrárnám Jaslovské Bohunice a Dukovany je letos již 40 let. Detailně vás seznámíme s procesem detritace wolframu pomocí oxidace v tavenině soli a s rektorem BWRX-300 – jediným SMR konceptem varného typu. Na následujících stránkách mimo jiné najdete i další díl seriálu o vzniku a historii jaderného dozoru v Československu, první část vědeckopopulárního článku Vladimíra Wagnera o Robertu Oppenheimerovi, pravidelné aktuality a řadu dalších zajímavostí.



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 dvakrát ročně nákladem 550 výtisků a v elektronické podobě, která je volně dostupná na adrese 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.

Číslo 1/2025, ročník 6 [71]

Vychází 30. 6. 2025

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



Registrace MK ČR

Časopis Jaderná enegie / 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

Redakce:

Michal Šafránek – šéfredaktor

redakce@jadernaenergie.online

+420 775 374 384

Ing. Jiří Kuf

Adresa redakce:

Centrum výzkumu Řež s. r. o.

Hlavní 130, Řež, 250 68 Husinec, Česká republika

Grafika a sazba:

Simon Anfilov

Tisk:

H.R.G. spol. s r.o.

Redakční rada:

Ing. Daneš Burket, Ph.D. – předseda,

doc. Ing. Václav Dostál, Ph.D., Ing. Jiří Duspiva,

PhDr. Tomáš Ehler, MBA, Ing. Miroslav Hrehor,

Ing. Jiří Hůlka, Ing. Aleš John, MBA,

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 Vyšínka, Ph.D.,

RNDr. Vladimír Wagner, CSc., Ing. Jan Zdebor, CSc.



Vážení a milí čtenáři,

v letošním roce slavíme významné jubileum. 20. září 1955 totiž vyšlo první číslo časopisu, který začal vydávat Energetický ústav jako zdroj informací a studijní pomůcku, určenou podnikům tehdejšího Ministerstva energetiky. Časopis dostal jméno Jaderná energetika, o rok později již začal vycházet pod zažitým názvem Jaderná energie. Během sedmdesátileté historie vzniklo (pod různými vydavateli) úctyhodných 630 čísel, na kterých se podílely tisíce autorů.

Časopis už od svých počátků mapoval vývoj jaderné energetiky nejenom v tehdejší Československu, a já pevně věřím, že tomu tak bude i nadále. Současná „renesance“ jaderné energetiky je pro nás impulsem, že pokračovat v započaté práci má smysl. Rostoucí počet čtenářů elektronické verze a několikrát navyšovaný náklad tištěných verzí nás utvrzuje v tom, že téma mírového využití jaderné energie má u nás i na Slovensku vysoký potenciál nejen mezi odbornou veřejností.

Abychom mohli i nadále udržet grafickou, technickou a informační úroveň časopisu, přicházíme v letošním roce s několika změnami. Asi nejpodstatnější změnou je revize edičního plánu. Nově budeme vydávat ročně dvě čísla s obecným obsahem a jedno tematické číslo, zaměřené na významné události nebo aktuální trendy.

Změny se dotknou také naší redakční rady, která se – počínaje příštím číslem – představí ve výrazně obměněném složení. Dovolte mi proto, abych zde jménem svým i jménem obou vydavatelů poděkoval členům dosavadní redakční rady za přínos při tvorbě obsahové části našeho časopisu. Dámy a pánové, děkuji.

Drobnou změnou prošel také layout časopisu, který souvisí i s výměnou grafického studia, jež se na tvorbě časopisu podílí. V následujících měsících plánujeme i další změny, o nich ale až někdy příště...

Přeji vám příjemné čtení následujících řádků a příjemné léto.

Michal Šafránek

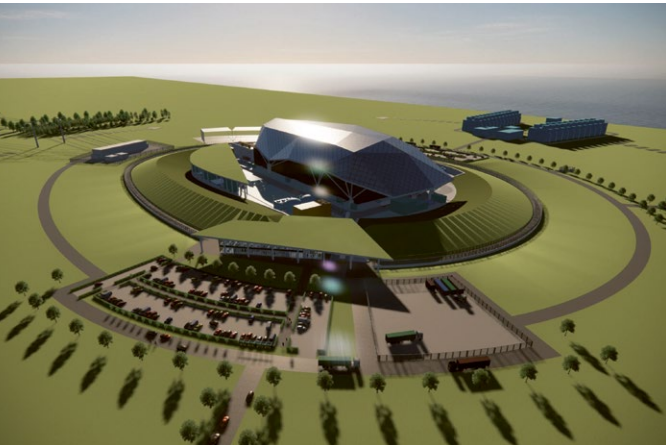
šéfredaktor

Partneři časopisu:



Obsah

PŘEDSTAVUJEME	
Rolls-Royce SMR company introduction Dan Gould	4
MEDAILONEK VÝZNAMNÝCH OSOBNOSTÍ	
Vzpomínka na prof. Ing. Miroslava Šťastného, DrSc. Jaroslav Synáč & Miroslava Poskočilová	12
JADERNÁ BEZPEČNOST A RADIAČNÍ OCHRANA	
Zvládanie ťažkých jadrových havárií Ing. Simona Zálešáková	14
VÝZKUM, VÝVOJ A NOVÉ TECHNOLOGIE	
Transmisní měření zeslabovacích charakteristik materiálů vůči gama záření metodou polovodičové gama spektrometrie Mgr. David Zoul, Mgr. Kamil Sobek, Ph.D.	18
Tungsten Detritation using MSO Technology Ing. Martin Vacek, Ing. Vojtěch Galek Ing. et Ing. Anna Sears, Petr Pražák	28
BWRX-300 – jediný malý modulární reaktor varného typu Ing. Petr Neuman, CSc. Ing. Josef Královec, Ph.D.	36
SPOLUPRÁCE, PARTNERSTVÍ A PARTICIPACE	
Síkelovo portfolio zahrnuje i nástroj pro spolupráci v oblasti jaderné bezpečnosti Mgr. Ing. Karolína Janatková, MPA	52
PROVOZ A VÝSTAVBA JADERNÝCH ZAŘÍZENÍ	
Jadrová elektrárna Bohunice V2 vyrábá už 40 roků! Mgr. Róbert Holý	58
Energie z jádra se v českých domácnostech poprvé objevila před 40 lety Ing. Roman Havlín	66
OKNO DO HISTORIE	
Z knihy Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností Ze vzpomínek Zdeňka Kříže, díl patnáctý	74
ZAJÍMAVOSTI Z DOMOVA I ZE SVĚTA	
Robert Oppenheimer – může civilizace přežít s jadernou energií? 1. část RNDr. Vladimír Wagner, CSc.	78
AKTUALITY	
Aktuality	90



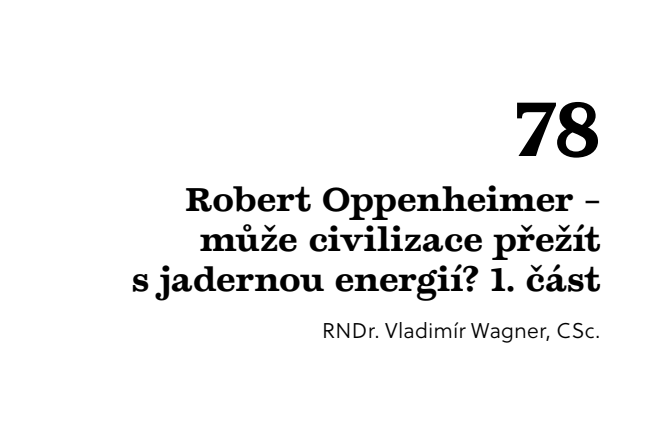
8
Rolls-Royce SMR company introduction
Dan Gould



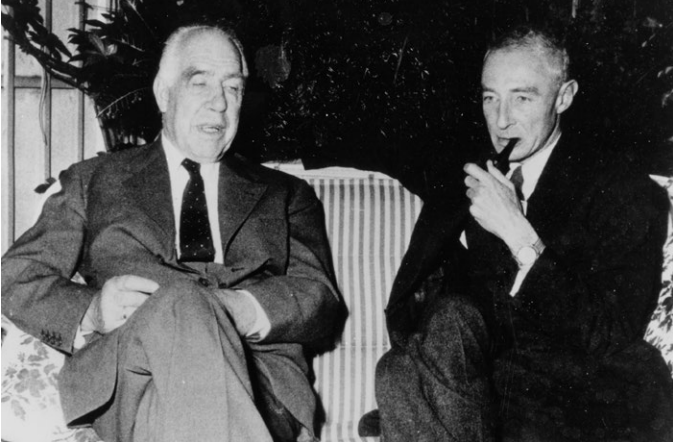
36
BWRX-300 – jediný malý modulární reaktor varného typu
Ing. Petr Neuman, CSc., Ing. Josef Královec, Ph.D.



66
Energie z jádra se v českých domácnostech poprvé objevila před 40 lety
Ing. Roman Havlín



78
Robert Oppenheimer – může civilizace přežít s jadernou energií? 1. část
RNDr. Vladimír Wagner, CSc.



Rolls-Royce SMR company introduction



Dan Gould
Rolls-Royce SMR

Rolls-Royce SMR nabízí inovativní přístup k výrobě nové jaderné energie. Každá modulární elektrárna poskytne dostatek nízkouhlíkové elektřiny pro zásobování milionu domácností po dobu více než 60 let. Technologii Rolls-Royce SMR vyvinul tým se zkušenostmi v oblasti jaderného inženýrství, jednání s regulačními orgány, vlastní výroby a montáže, navazující na více než padesátiletou tradici a know-how společnosti Rolls-Royce v jaderné energetice. Každá elektrárna Rolls-Royce SMR o výkonu 470 MW_e bude vyrábět stabilní, cenově dostupnou a bezemisní energii, která bude zásobovat milion domácností po dobu nejméně 60 let. To odpovídá výkonu více než 150 pobřežních větrných turbín, samotná hlavní budova elektrárny přitom bude mít zastavěnou plochu menší než 2 hektary.

The Rolls-Royce SMR offers an innovative approach to delivering new nuclear power, with each plant providing enough low-carbon electricity to power a million homes for more than 60 years. The Rolls-Royce SMR technology has been developed by a team with a track record in nuclear design, regulatory engagement, manufacturing and assembly and is built upon more than half a century of Rolls-Royce engineering heritage and nuclear expertise. At 470 MW_e, each Rolls-Royce SMR power station will produce enough stable, affordable and emission-free energy to power a million homes for at least 60 years – equivalent to more than 150 onshore wind turbines on a compact 'main plant building footprint' of less than 2 hectares.

The Rolls-Royce SMR Timeline

Development of the Rolls-Royce SMR design began in 2016 with a team of engineers within Rolls-Royce's civil nuclear business, and a consortium from the supply chain, proposing a low-cost, factory-built nuclear power plant with the aim of supporting the UK achieve its carbon reduction targets.

With grant support from the UK Government, and private investment from shareholders including BNF Resources, Constellation, QIA and Rolls-Royce, Rolls-Royce SMR Limited was formed in 2021.

In March of the following year, the Rolls-Royce SMR entered the Generic Design Assessment (GDA) by the UK nuclear industry's independent regulators - the Office for Nuclear Regulation, the Environment Agency and Natural Resources Wales.

The GDA process assesses new nuclear power plant designs for deployment in the UK, demonstrating they can be built, operated and decommissioned in accordance with the highest standards of safety, security, safeguards and environmental protection.

Today, more than 800 people are working full-time for the Rolls-Royce SMR business, including those in teams delivering engineering design, regulatory engagement, project management, manufacturing engineering, civil construction, business development and to develop the supply chain – which will deliver over 40 million components that will form the Rolls-Royce SMR 'factory-built' nuclear power plant.

Rolls-Royce SMR – designed for delivery

The argument for new nuclear power has never been stronger. The global challenge around

decarbonisation is huge, with an increasing demand for clean, affordable electricity set to increase. The International Energy Agency currently forecasts that global electricity consumption will double by 2050.

Demand for energy will be driven by increasing electrification of systems, including transport and heating systems and a growing hydrogen economy, where clean forms of hydrogen, e-fuels and synthetic aviation fuels need clean electricity at a large scale.

We have seen a rapidly increasing demand for constant forms of power to support a decarbonising electricity grid and growing technology industries, such as data centres and artificial intelligence usage.

Entirely focused on reducing project risk, increasing delivery certainty, lowering capital cost and optimising plant performance. The Rolls-Royce SMR power plant will provide energy efficiently and affordably in a range of locations for a variety of customers. 90–95 % of the plant will be delivered under factory conditions, tested and delivered to site as modules, where they will be assembled and commissioned – significantly reducing project risk and cost.

The Rolls-Royce SMR has been specifically designed to implement experiences from other large-scale projects around the world over

recent years. Modular construction is well established in industries like oil, gas and shipbuilding where engineering, fabrication, factory acceptance testing and assembly of modules is carried out in a controlled factory environment, using advanced manufacturing techniques, before being transported to site for assembly.

The approach results in increased advantages over solely onsite construction, achieving the highest standards of quality control and safety followed by shorter construction times.

Offering a complete nuclear power station, as a manufactured product, not only reduces cost and risk, but it also ensures quality. Factory fabrication implements knowledge transfer between each project to lower the expenses, lead-time and risk associated with developing a new unique project for each plant constructed.

In 2024, Rolls-Royce SMR opened its 'Module Development Facility' located within the University of Sheffield's Advanced Manufacturing Research Centre. The research, development and test facility will produce working prototypes of the individual modules that will be assembled into Rolls-Royce SMR power plants.

The £2.7 million facility is the first phase in a £15 million package of work that will further de-risk and underpin the Rolls-Royce SMR programme and modular approach.

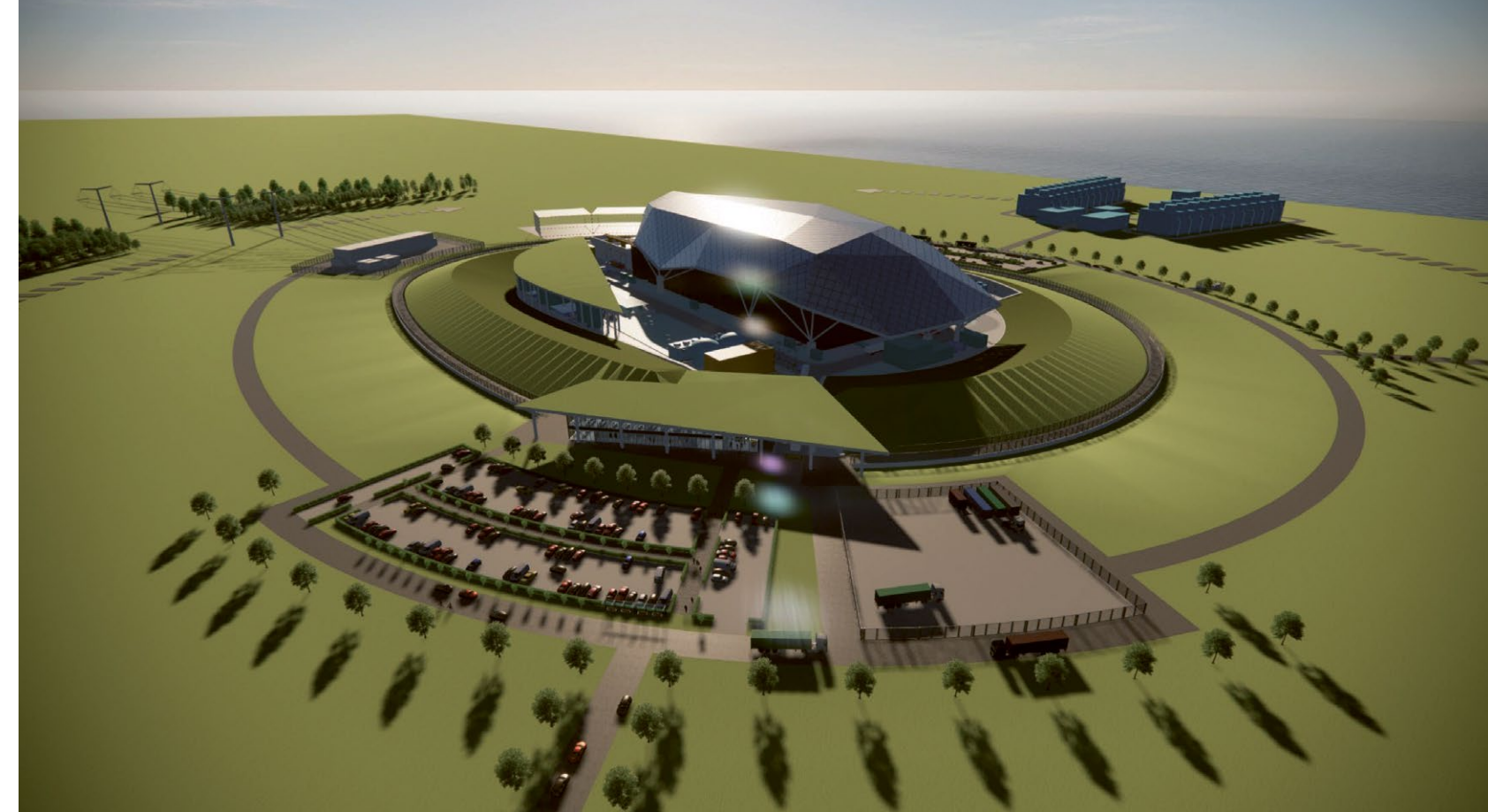


Fig. 1: A digital visualisation of the small modular reactor planned by Rolls-Royce SMR (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)

The technology behind the Rolls-Royce SMR

At the centre of each Rolls-Royce SMR power plant is a pressurised water reactor (PWR). This well proven, well understood technology is operating in hundreds of nuclear reactors and safely powering millions of homes around the world right now.

The fuel itself is uranium dioxide powder enriched to no greater than 4,95 % Uranium-235 – and is widely used in the existing nuclear fleet.

The Rolls-Royce SMR's PWR is a symmetrically arranged, three-loop reactor producing 1,358 MW_t of heat. The plant design provides multiple layers of safety, redundancy and backup systems – meeting the highest standards of safety, security, safeguards and environmental protection.

While the foundational elements of the Rolls-Royce SMR are typical of most PWRs operating today, there are some very modern innovations. The Rolls-Royce SMR has adopted a boron-free primary circuit design, which has allowed boric acid to be eliminated from all duty systems – drastically reducing overall plant water consumption but, more importantly, eliminating this substance from daily operations.

The reactor core is protected from external risks and the impact of any ground movement by seismically qualified foundations. Internally, the reactor is protected by safety systems that can operate independently of any human intervention so that the core is put into a safe

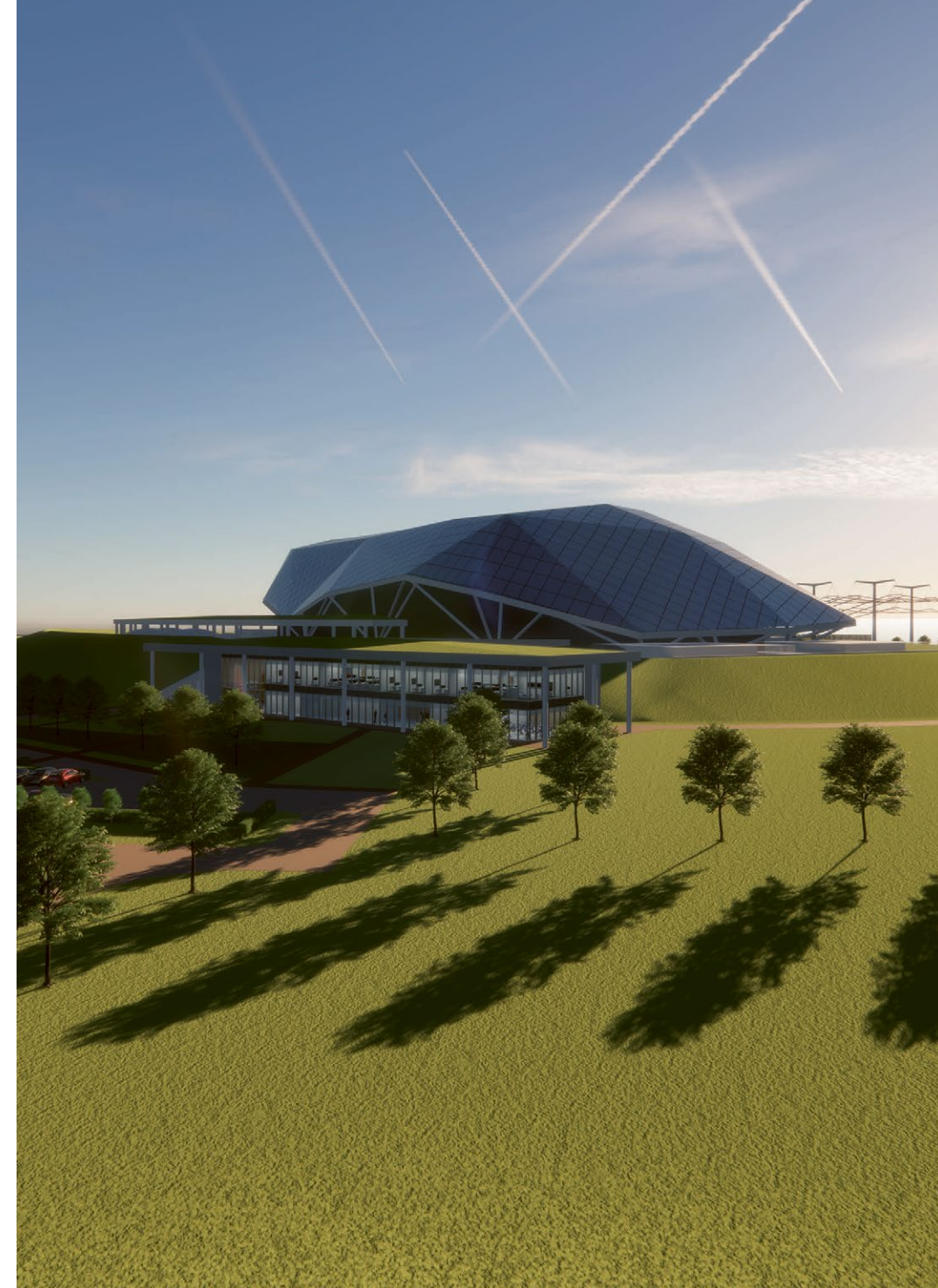
state with no external intervention for up to three days.

Modular approach

Each Rolls-Royce SMR power plant is assembled from a standard kit of transportable commodities, falling into three broad categories: a) Modularised Mechanical, Electrical & Plumbing systems (MEP Modules); b) Modularised civil engineering structures; and c) major reactor and power plant equipment.

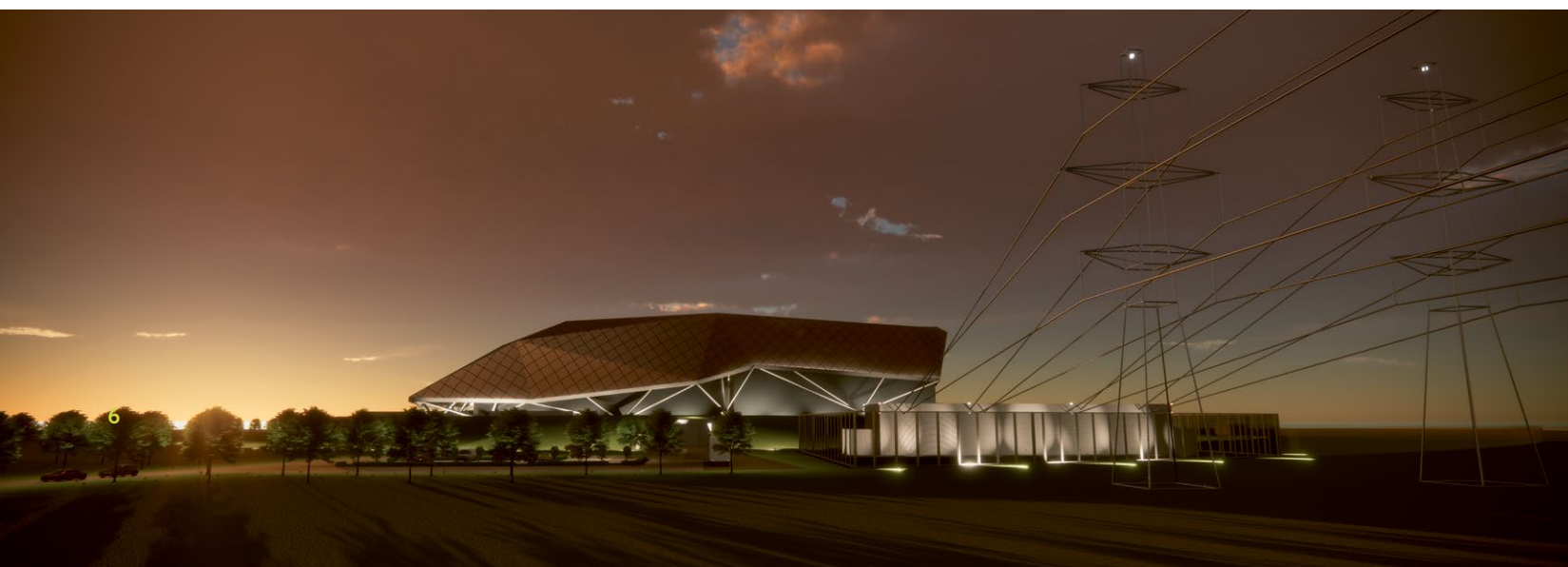
All these commodities will be manufactured, assembled, and tested in off-site factories, drastically reducing on-site construction activity relative to conventional power plant projects. Once on-site, all components of the 'Reactor Island' and 'Turbine Island' will be assembled within a compact site footprint, with the completed systems and structures encased by the circa 2 hectares 'shell roof'.

It is the MEP modules which will be produced and tested in the Rolls-Royce SMR manufacturing facility. Structural steel frames will be populated with pipes, pumps, tanks, valves, electrical, control and instrumentation equipment which make up the reactor's operating and safety systems. In addition, some of the buildings' internal structures such as walls, walkways and staircases will be integrated into these modules, in support of plant layout optimisation. All modules will undergo functional testing prior to leaving the manufacturing facility; taking activity, which would conventionally happen on-site during power plant commissioning, off-site into the factory. This provides



←
Fig. 3: A digital visualisation of the small modular reactor planned by Rolls-Royce SMR (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)

↓
Fig. 2: A digital visualisation of the small modular reactor planned by Rolls-Royce SMR (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)



manufacturing quality assurance and a predictable delivery schedule.

Moving this part of the build process to the safe and predictable factory environment, with the aim of 'no welds outside of factory conditions', supported by the latest digital technologies, improves safety, efficiency and programme delivery certainty.

Predominantly using pre-cast concrete, the civils' modules will be the fabric of the building – produced on and off the power station site in specialised facilities and assembled in-situ around the plant modules. While not common in nuclear, the use of prefabricated civils modules is widespread in construction and large in-

frastructure projects and is supported by extensive expertise and experience from within the supply chain.

Inclusion of civils modules in the Rolls-Royce SMR programme is in-line with the strategy for a modular approach to new nuclear build, offering faster construction, increased quality control, and reduced on-site disruption.

During construction, most of the Rolls-Royce SMR power plant's structures and equipment will be assembled within an enclosed 'site factory'. This minimises the impact of factors such as adverse weather conditions on programme schedules, thus enabling 24/7 working.

The site factory protects the site from the environment and protects the environment from the site – minimising the impacts from construction activity (such as noise, light and dust) on the surrounding environment.

Regulatory assessment

Rolls-Royce SMR has completed two out of the three steps in the internationally respected Generic Design Assessment (GDA) process.

The GDA allows the independent government regulators to assess new nuclear power station designs for deployment in the UK. Successful completion of a GDA enables us to accelerate the final stage of permitting during the site licencing processes that are required to begin construction. For GDA, Rolls-Royce SMR is known as the Requesting Party (RP), the organisation submitting its generic reactor design for GDA.

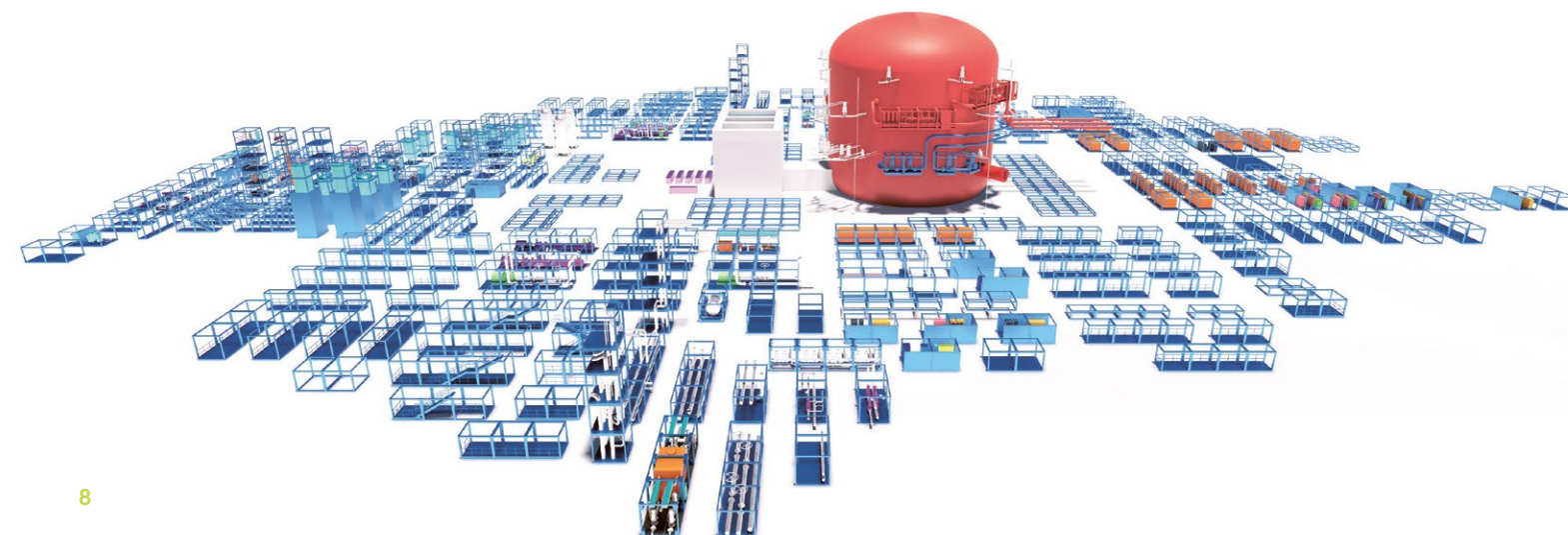
The objective for the GDA is to provide confidence that the proposed design is capable of being constructed, operated and decommissioned in Great Britain in accordance with the standards of safety, security, waste management, safeguards and environment protection required.

The GDA process has 3 steps: 1) Initiation, 2) Fundamental assessment and 3) Detailed assessment:

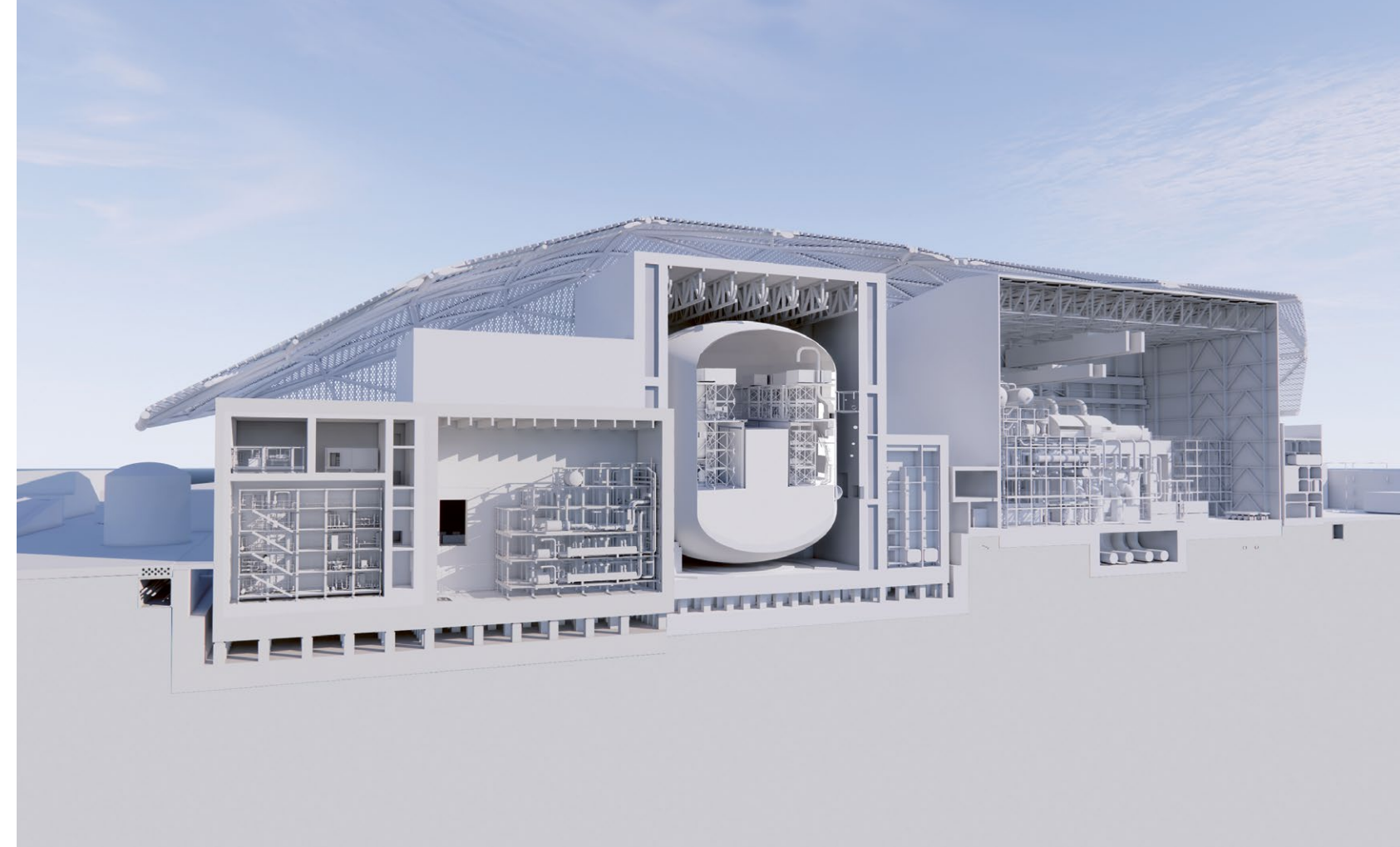
- Rolls-Royce SMR entered Step 1 of the GDA Process on 1 April 2022. Step 1, the

project initiation stage of the design assessment, involved discussions to ensure a full understanding of the requirements and processes that will be applied, including readiness to begin Step 2 and a review of the RP's security and Quality Assurance arrangements. In April 2023, The Rolls-Royce SMR successfully completed Step 1 of the GDA and immediately progressed to Step 2.

- Step 2 is the substantive technical assessment step. It focuses on a fundamental assessment of the environmental protection, safety, security and safeguarding aspects of the design. It includes assessing the methodologies, approaches, codes, standards and philosophies the RP is using to substantiate their Environment, Safety, Security and Safeguards (E3S) case. Rolls-Royce SMR completed Step 2 and progressed to Step 3 in July 2024.
- Step 3, the detailed assessment of the Rolls-Royce SMR design, started on the 31 July 2024. The third and final step includes the detailed assessment of the design and supporting environment case against UK regulations and Environment Agency guidance – so that the regulators can conclude on the acceptability of the design.



↓
Fig. 4: Rolls-Royce SMR utilizes modularization as a core strategy for building small modular reactors (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)



↑
Fig. 5: Cross-section of Rolls-Royce SMR building (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)

As a requirement of the GDA, and part of its commitment to openness and transparency, Rolls-Royce SMR has invited comments and questions about the regulatory assessment. Feedback from the public will be considered and taken onboard as part of the assessment.

At the mid-way point of the GDA, and on target to complete Step 3 before the end of 2026, Rolls-Royce SMR's position ahead of any other Small Modular Reactor (SMR) in Europe is confirmed.

In a UK nuclear industry first, regulators from Czechia (SÚJB), The Netherlands (ANVS), Sweden (SSM), Finland (STUK) and Poland (PAA) have been invited to observe the GDA. This involvement, including monitoring and a degree of participation, will support an efficient transition into the regulatory processes in these countries when assessment of the Rolls-Royce SMR begins there.

Progress towards deployment

In July 2023 Great British Nuclear (GBN) was formed by the UK Government to drive the rapid expansion of new nuclear power plants in the UK – boosting UK energy security, reducing its dependence on volatile fossil fuel imports,

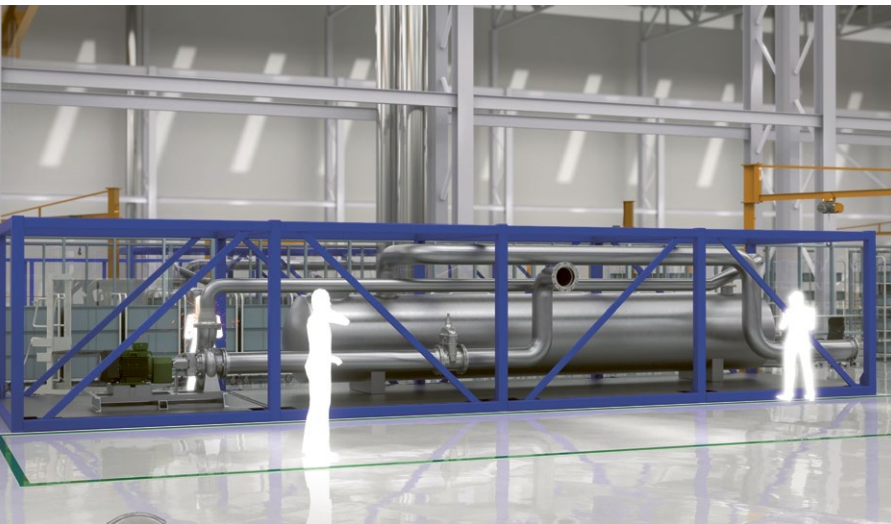
creating more affordable power and growing the economy.

In early February 2025, the UK Government published its Draft National Policy Statement for nuclear which outlined revised criteria for development of new nuclear sites.

The changes mean that Rolls-Royce SMRs can be deployed flexibly in more locations – closer to centres of high energy demand – and will support decarbonisation of the UK's energy intensive industries including datacentres, AI infrastructure and hydrogen production.

GBN is leading a selection process to award government contracts for its preferred SMR technologies. In June 2025 Rolls-Royce SMR has been selected as a single preferred bidder and will now work together with GBN to agree on contract by the end of the year. Rolls-Royce SMR and ČEZ Group join forces

In October 2024, Rolls-Royce SMR and ČEZ Group announced that they would join forces to bring their global capabilities and know-how to the deployment of SMR technology. These efforts further support the UK and Europe to reach their ambitious net zero goals and contribute solutions to address the challenges of climate change.



↑
Fig. 6: Rolls-Royce SMRs unique approach to modularisation (credit: Rolls-Royce SMR Ltd)

This was enabled by an equity investment by ČEZ into Rolls-Royce SMR and a strategic partnership to deploy up to 3GW of electricity in the Czech Republic using Rolls-Royce SMR power plants.

Tufan Erginbilgiç, CEO of Rolls-Royce plc, said: “We are pleased to receive this significant opportunity to deploy our SMR technology in the Czech Republic and welcome ČEZ as a strategic investor and partner in Rolls-Royce SMR. We have a shared vision and ČEZ further strengthens our ability to build stable, secure, low carbon power—delivering on our promise as a leading European SMR business. Today’s announcement ensures that the Rolls-Royce SMR business is set up for success in the UK, the Czech Republic and around the world.”

On 4 March 2025, all the necessary regulatory and competition reviews of this agreement were successfully concluded, and ČEZ was established as shareholders in Rolls-Royce SMR.

Rolls-Royce SMR and Czech utility, ČEZ, have already taken important steps together towards deploying the first Rolls-Royce SMRs at the Temelín site in Southwest Czechia (home to the existing Temelín Nuclear power station operated by ČEZ).

A programme of work—including regulatory approvals and licensing, early site work and environmental impact assessment—builds upon the strategic partnership between Rolls-Royce SMR and ČEZ.

In addition to supporting Czechia’s efforts to decarbonise and reach climate targets, the partnership could stimulate positive economic impacts across the SMR supply chain.

Progress globally

Rolls-Royce SMR has won a place on Vattenfall’s shortlist of just two SMR companies competing to potentially deploy a fleet of SMRs in Sweden.

Vattenfall, the Swedish multinational power company, announced the shortlist of two SMR vendors in June 2024 as part of its plans to meet the rising demand for electricity, adding nuclear capacity and helping Sweden achieve its goal of creating a fossil-free economy by 2045.

Vattenfall’s focus will be deployment at the Ringhals nuclear site on Sweden’s Värö Peninsula, with a project that could be operational in the first half of the 2030s at the earliest.

Sweden has said it needs an additional 100–250 TWh of electricity production over the next 25 years and Vattenfall is poised to play a critical role in the country’s energy transition, including integrating new nuclear capacity into the energy mix. Assessments for SMR and large-scale reactors are ongoing with an update expected in 2025.

ULC-Energy, a nuclear energy development company based in the Netherlands, and UK-based Chiltern Vital Group are amongst several private developers that have identified Rolls-Royce SMR as their preferred technology to provide large-scale clean energy solutions.

In October 2024, Rolls-Royce SMR was among nine SMR projects identified by The European Industrial Alliance on SMRs that it will support as its first batch of project working groups.

The effort marks a significant first step toward the alliance’s goal of deploying SMR technologies across Europe by the early 2030s.

Beyond the electricity grid

Looking to the future, Rolls-Royce SMR represents a transformative leap in nuclear power, capable of providing clean, reliable energy on a scale that is adaptable to the changing en-

ergy landscape. SMRs will be a key component of the global energy transition, offering a stable, low-carbon solution to meet the growing demand for electricity without compromising on safety or reliability.

The relatively small size and modular nature of SMRs make them ideal for meeting the energy needs of diverse applications, including urban areas, remote locations, and, importantly, data centres.

With built-in safety systems and flexible deployment options, Rolls-Royce SMR power plants are designed to meet the highest standards of safety and operational resilience.

When deployed in clusters, this technology offers the flexibility to scale energy output in response to growing demands for power, especially in high-demand sectors like data centres and AI.

The Rolls-Royce SMR team

The Rolls-Royce SMR workforce and that of its supply chain needs to be diverse, competent and equipped with the right mix of skills, expe-

rience and expertise to safely deliver the highest quality products and services.

Developing an engaged and motivated workforce is an important part of the Rolls-Royce SMR vision. Rolls-Royce SMR is striving to be an employer of choice and to develop a world-leading culture, collaborating with other organisations to develop skills internationally.

Conclusion

The Rolls-Royce Small Modular Reactor is the most advanced SMR design in Europe.

The technology is the most advanced through any European regulatory process and has been developed by building upon Rolls-Royce’s unrivalled engineering heritage and nuclear expertise.

With ČEZ as investor and customer, Rolls-Royce SMR is uniquely placed to move at pace and capitalise on the significant opportunity for Czechia and its supply chain.

The Rolls-Royce SMR is designed for delivery to provide clean, affordable energy for all.



Dan Gould

dan.gould@rolls-royce-smr.com

Dan Gould is Head of Communications for Rolls-Royce SMR with over 20 years’ experience in communications and stakeholder engagement across the UK nuclear industry.

Dan trained as a journalist before moving into external communications roles for BNFL, British Nuclear Group, Magnox Limited and the Nuclear Decommissioning Authority – where he worked on the programme of decommissioning the UK’s civil nuclear legacy, including the Sellafield site and the Magnox fleet of nuclear power stations.

Vzpomínka na prof. Ing. Miroslava Šťastného, DrSc.

Dne 24. března 2025 nás ve věku 92 let navždy opustil profesor Miroslav Šťastný. Byl jedním z nejvýznamnějších českých odborníků v oblasti parních turbín a turbostrojů, profesně spjatý se společností Škoda Plzeň (dnes Doosan Škoda Power).



Narodil se 5. dubna 1932 v Bělé pod Bezdězem. Pocházel z rodiny, kde otec pracoval jako tkalcovský mistr a matka byla švadlena. Po absolvování gymnázia v Jindřichově Hradci pokračoval ve studiu na Fakultě strojní ČVUT v Praze, kterou dokončil v roce 1956. Jeho kariéra začala v plzeňské Škodovce, kde se věnoval konstrukci a výpočtu spalovacích turbín; později se pře-

sunul do Vědecko-výzkumné základny parních turbín. V roce 1990 obhájil doktorskou disertaci v oboru Termomechanika a mechanika tekutin. V roce 1992 byl jmenován docentem a v roce 1998 profesorem pro obor Energetické stroje a zařízení na ČVUT v Praze.

Od roku 1970 až do roku 1993 vedl ve Škodovce Oddělení výzkumu proudění v parních turbínách. Jedním z jeho nejvýznamnějších projektů bylo vybudování aerodynamické laboratoře parních turbín. V této laboratoři byly instalovány dvě pokusné parní turbíny a pět vzduchových aerodynamických tunelů. Tato laboratoř se dodnes aktivně využívá. Významně přispěl k výraznému zvýšení jednotkového výkonu parních turbín Škoda z 55 MW na 1 000 MW a na zvýšení jejich termodynamické účinnosti z 83 % na 92 %. Osobně se postupně zaměřil hlavně na problematiku proudění vodní páry vysokou rychlostí s kondenzací při uvažování vlivu chemických nečistot.

Profesor Šťastný se významně podílel na mezinárodním výzkumném projektu „Turbine Steam Chemistry and Corrosion“, který řídil Electric Power Research Institute v Palo Alto v USA. Dále spolupracoval s Ontario Power Generation Inc. v Kanadě na problematice „Effect of Copper Deposition on the Steam Turbine Efficiency and Capacity“. Deset let byl za-



hraničním redaktorem časopisu „International Journal of Heat and Fluid Flow“ (Velká Británie). Spolupracoval rovněž s ČEZ na řešení problémů se zaměřením na optimalizaci využití parních turbín ve stávajících elektrárnách.

Profesor Šťastný byl pořadatelem mnoha mezinárodních konferencí. V roce 2003 byl hlavním organizátorem pátého ročníku konference European Conference on Turbomachinery – Fluid Dynamics and Thermodynamics v Praze. Mimo jiné byl dlouholetým zástupcem ČR v organizačním výboru cyklických evropských konferencí pořádaných evropskými asociacemi strojních inženýrů a také jedním ze zakladatelů České asociace strojních inženýrů a dlouholetým předsedou oblastního Klubu strojních inženýrů v Plzni.

Profesor Šťastný je autorem skript pro ČVUT pro předmět „Paroplynová zařízení pro elektrárny a teplárny“ a do svých 81 let tento předmět přednášel také na ZČU v Plzni. V roce 2015 vyšla jeho kniha-monografie „Condensation of Steam in Nozzles and Turbine Cascades.“

Výsledky jeho odborné práce jsou obsaženy v cca 80 výzkumných zprávách a v 216 publikacích (ve čtyřech jazycích) v odborných časopisech a ve sbornících mezinárodních konferencí.



Za velký přínos na vyřešení problému vibrací vysokotlakých ventilů parní turbíny 1 000 MW v Jaderné elektrárně Temelín získal cenu „Česká hlava 2008“ v kategorii Invence. Při uvádění do provozu turbíny prvního bloku Jaderné elektrárny Temelín v roce 2001 byly zaznamenány vysokofrekvenční vibrace na vysokotlakém potrubí v sekundárním okruhu bloku. Profesor Šťastný navrhl konstrukční změnu regulačních ventilů, která vedla ke stabilizaci proudění páry a významnému snížení vibrací a hlučnosti zařízení. Jeho návrhy byly využity i při budování druhého bloku Jaderné elektrárny Temelín.

V roce 2012 mu prezident České republiky Václav Klaus udělil Medaili za zásluhy o stát v oblasti vědy – parních strojů a turbosoustrojí.

Profesor Miroslav Šťastný zasvětil svůj profesní život energetice a jeho práce měla významný dopad na vývoj parních turbín a turbostrojů. Jeho přínos pro obor energetiky je nezpochybnitelný a jeho odkaz bude nadále inspirovat budoucí generace odborníků. V březnu 2025 nás opustil, ale jeho dílo a přínos pro vědu zůstávají nezapomenutelné.

Jaroslav Synáč & Miroslava Poskočilová
A.S.I. Klub Plzeň, Doosan Škoda Power a.s.



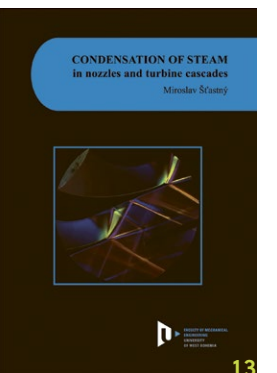
← ←
Obr. 1: Profesor Miroslav Šťastný přebírá cenu Česká hlava (zdroj: www.ceskahlava.cz)

←
Obr. 2: Ocenění Česká hlava, které profesor Šťastný obdržel v roce 2008 za práci „Redukce vysokofrekvenčních vibrací parních potrubí a regulačních ventilů v sekundární části jaderné elektrárny“ (zdroj: www.pribehynasichsousedu.cz)

↙ ↘
Obr. 3: Prezident Václav Klaus předává profesorovi Šťastnému v roce 2012 Medaili za zásluhy o stát v oblasti vědy (foto: Vojtěch Marek)

↙
Obr. 4: Profesor Miroslav Šťastný s Medailí za zásluhy o stát v oblasti vědy (foto: Vojtěch Marek)

↓
Obr. 5: Kniha profesora Šťastného, kterou v roce 2015 vydala Západočeská univerzita v Plzni



Zvládanie ťažkých jadrových havárií

Ing. Simona Zálešáková
České vysoké učení technické v Praze, Fakulta strojní, Ústav energetiky

Článok sa zaoberá rôznymi prístupmi k chladeniu roztaveného kória počas ťažkých jadrových havárií. Diskutuje sa o dvoch hlavných metódach: In-Vessel Melt Retention (IVMR) a Ex-Vessel Melt Retention (EVMR). IVMR zahŕňa chladenie kória vo vnútri reaktorovej nádoby, zatiaľ čo EVMR sa zameriava na chladenie kória mimo reaktorovej nádoby v lapači kória. Článok tiež porovnáva aplikácie týchto metód v rôznych typoch reaktorov, ako sú AP1000, EPR a VVER-1000, a zdôrazňuje ich výhody a nevýhody.

The article deals with various approaches to cooling molten corium during severe nuclear accidents. Two main methods are discussed: In-Vessel Melt Retention (IVMR) and Ex-Vessel Melt Retention (EVMR). IVMR involves cooling the corium inside the reactor vessel, while EVMR focuses on cooling the corium outside of the reactor vessel in a corium catcher. The article also compares the applications of these two methods in different reactor types, such as AP1000, EPR, and VVER-1000, highlighting their advantages and disadvantages.

Úvod

V priebehu ťažkej havárie s tavením paliva môže dôjsť k zlyhaniu prvých dvoch fyzických ochranných bariér brániacich úniku štiepných produktov do okolia. V takom prípade je veľmi dôležité zachovať integritu poslednej fyzickej ochrannnej bariéry, teda kontajnementu. Najväčším problémom ohrozujúcim integritu kontajnementu je preniknutie roztavenej aktívnej zóny reaktorovou nádobou a následne základovou doskou, ktoré nastáva pri nedostatočnom odvode tepla z taveniny. Chladiteľnosť kória je tzv. Achillovou pätou reaktorov druhej generácie a starších [1].

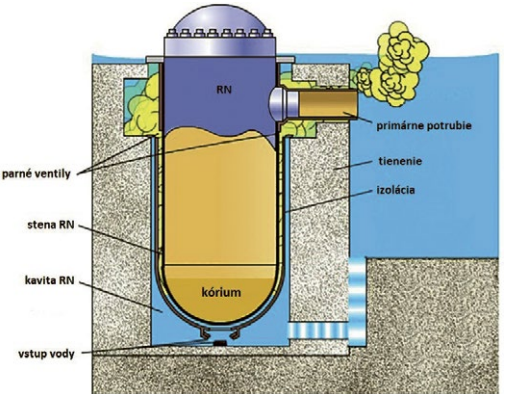
Prístupy k chladeniu roztaveného kória

Chladenie roztaveného kória v reaktoroch tretej generácie je rozdelené do dvoch kategórií. Prvou je tzv. In-Vessel Melt Retention (IVMR), teda chladenie kória vo vnútri reaktorovej nádoby. V IVMR dochádza k chladeniu reaktorovej nádoby vodou z vonkajšej strany, čo zabraňuje jej roztaveniu a je vhodná skôr pre reaktory menších výkonov. Zaplavenie reaktorovej nádoby z vonkajšej strany umožňuje prestup tepla z roztaveného kória do vody obklopujúcej reaktorovú nádobu. Prestup tepla musí byť dostatočne efektívny, aby aspoň v časti steny

reaktorovej nádoby zostali zachované jej štrukturálne vlastnosti. Výhodou IVMR je zabránenie priameho ohrevu kontajnementu, interakcia kória s betónom a parné výbuchy mimo reaktorovej nádoby [2].

Druhou možnosťou je tzv. Ex-Vessel Melt Retention (EVMR), pri ktorej je roztavené kórium dochladzované mimo reaktorovej nádoby, v lapači kória. K znížovaniu teploty kória dochádza pomocou jeho zmiešania s obetným materiálom lapaču kória a zaplavením vodou. Hlavnou výhodou interakcie kória s obetným materiálom je eliminácia rizika vzniku parných výbuchov [3]. Pre reaktory s vysokým výkonom môže byť chladenie počas ťažkej havárie pomocou IVMR nedostatočné [4]. Z toho dôvodu sa dnešné dizajny tlakovodných reaktorov spoliehajú na EVMR lapače kória, ktoré sú dizajnované na jeho zhromaždenie a následne bezpečné uchladenie. Lapač kória sa okrem tlakovodných reaktorov využíva aj vo varných reaktoroch. Cieľom použitia lapaču kória je zachovanie integrity kontajnementu v krátkodobom a dlhodobom hľadisku, zamedzenie potreby evakuácie ľudí v blízkosti jadrovej elektrárne, minimalizácia parných výbuchov a interakcie roztavenej aktívnej zóny s konštrukčnými materiálmi, predovšetkým so základným betónom elektrárne.

Používajú sa obetné materiály, s ktorými kórium reaguje a zabraňuje sa tak interakcii základného betónu s kóriom (Molten Core – Concrete Interaction).



IVMR je používané hlavne v čínskych dizajnoch pokročilých tlakovodných reaktorov generácie III a III+, ale aj v reaktore AP1000. EVMR sa používa v dizajne reaktora EPR a VVER-1000 [1].

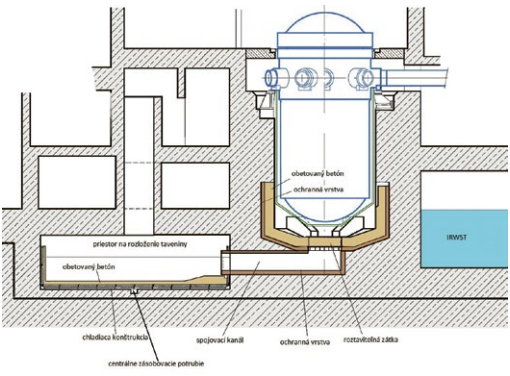
AP1000

IVMR je inherentnou bezpečnostnou funkciou reaktora AP1000. Pri ťažkej jadrovej havárii má stratégia zaplavenia reaktorovej kavity a ponorenia nádoby reaktora v chladiacej vode z IRWST (In-Containment Refuelling Water Storage Tank) systému zabrániť zlyhaniu reaktorovej nádoby [5]. Voda chladí vonkajší povrch reaktorovej nádoby a pomáha v nej udržiavať roztavené trosky, čím chráni integritu kontajnementu a predchádza vzniku javov, ktoré by ju mohli ohroziť. Schematické znázornenie chladenia taveniny vo vnútri reaktorovej nádoby reaktora AP1000 je na Obr. 1.

EPR

Pre reaktor EPR bola pre prípad ťažkej havárie uprednostnená stratégia externého lapaču kória pred vonkajším chladením reaktorovej nádoby kvôli vysokému projektovanému výkonu. Lapač kória má zabrániť interakcii kória s konštrukčným betónom. Princípom externého lapaču kória je rozloženie taveniny aktívnej zóny. Lapač kória pozostáva z kovovej štruktúry chladienej z vonkajšej strany a je umiestnený bočne pod šachtou reaktora, viď Obr. 2.

Boky a dno reaktorovej šachty sú pokryté hrubou vrstvou obetného betónu. Postupná deštrukcia betónovej zátky prechodom roztaveného kória zabezpečuje jeho akumuláciu na dne šachty reaktora. Ďalej zabezpečuje zníženie teploty taveniny a hustoty oxidickej fázy [8]. Reaktorová šachta a priestor slúžiaci na rozloženie taveniny sú za normálnych prevádzkových podmienok od seba oddelené. Prechodom taveniny cez roztaviteľnú zátku počas ťažkej havárie sa tieto priestory spoja. Roztaviteľná zátka zabezpečuje okrem iného bezpečnú prevádzku elektrárne v prípade, že by došlo k neúmyselnému zaplaveniu lapaču kória. Zátka je konštruovaná tak, aby ju bolo možné odstrániť cez spojovací kanál na umožnenie kontroly vonkajšej časti reaktorovej nádoby [7].



VVER-1000

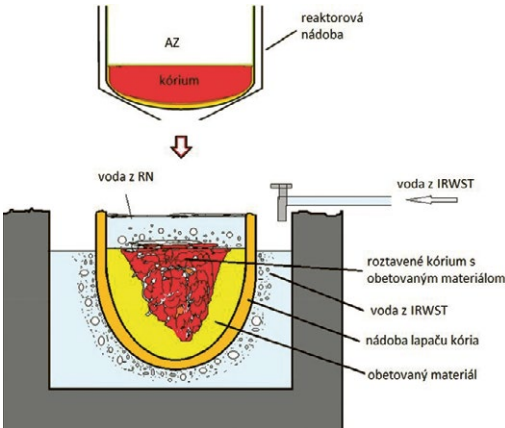
Lapač kória v reaktoroch typu VVER-1000 predstavuje nádobu, ktorá by v prípade ťažkej havárie s tavením aktívnej zóny mala poňať celý objem spodnej časti reaktorovej nádoby, pod ktorou sa nachádza. Slúži na záchyt roztaveného kória a jeho chladenie počas ťažkej havárie. Lapač kória je chladený vodou z jeho vonkajšej strany ako v prípade IVMR. Nachádzajú sa v ňom tehly z Fe₂O₃ a iných oxidov, ktoré vyplňajú takmer celý objem nádoby a okrem iného slúžia ako obetný materiál a ich úlohou je znížiť teplotu roztaveného kória a úplne zoxidovať kovovú zložku taveniny. Nádobu samotného lapaču kória je skonštruovaná z ocele. Kórium zostáva po určitý čas v tekutom stave a nastáva v ňom prirodzená konvekcia. Bazén roztaveného kória sa v určitej chvíli zaplavuje vodou, čo pomáha predchádzať parným výbuchom. Pre-

←
Obr. 1: Schéma IVMR na reaktore AP1000 [6]

↙
Obr. 2: Schéma lapaču kória reaktora EPR [7]

→
Obr. 3: Schéma
lapaču kória reaktora
VVER-1000 [10]

↓
Tab. 1: Nemáme název
tabzlký. Doplníme?



nos tepla prebieha z kória smerom von, cez ste-
nu lapaču kória do výmenníku, v ktorom prúdi
chladiaca voda z IRWST nádrže vody pre výme-
nu paliva v kontajnmemente [9]. Objem vody na
chladenie nádoby reaktora a roztaveného kó-
ria vystačí na približne 24 hodín od začiatku de-
gradácie aktívnej zóny [4]. Schéma lapaču kória
reaktora VVER-1000 je znázornená na Obr. 3.

Záver
Súčasťou moderných reaktorov je IVMR alebo
EVMR prístup k chladeniu roztavenej aktívnej
zóny v prípade nastania ťažkej jadrovej havá-
rie. V projektoch veľkých energetických reaktov-
rov s vysokými výkonmi sa uprednostňuje lapač
kória ako EVMR bezpečnostný prvok. Jednot-
livé prevedenia lapačov kória môžu byť odliš-
né, ale cieľ a princíp majú rovnaký. Pozostáva-
jú z obetných materiálov, s ktorými tavenina
reaguje a upravuje tak svoje vlastnosti pre čo
najlepší rozliv v lapači kória. Zároveň dochádza
k zníženiu teploty taveniny, čím sa umožňuje
jej ľahšie dochladenie. Hlavným cieľom IVMR
a EVMR chladenia je zabránenie reakcii roz-
tavenej aktívnej zóny so základným betónom
a porušeniu integrity kontajnementu.

Referencie

[1] MA, Weimin; YUAN, Yidan; SEHGAL, Bal Raj. In-Vessel Melt Retention of Pressurized Water Reactors: Historical Review and Future Research Needs. Engineering. 2016, roč. 2, č. 1, s. 103–111. issn 2095-8099. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.eng.2016.01.019>

[2] KYMÄLÄINEN, O.; TUOMISTO, H.; THEOFANOUS, T.G. In-vessel retention of corium at the Loviisa plant. Nuclear Engineering and Design. 1997, roč. 169, č. 1, s. 109–130. issn 0029-5493. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.eng.2016.01.019>

[3] LEE, Jungjae; KIM, Jihun; KIM, Taehoon; SEO, Young H; KIM, Eunho; CHUNG, Ku Y. Overview of ex-vessel cooling strategies and perspectives. In: Proc. Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, Republic of Korea. 2017

[4] B. R. SEHGAL. Nuclear Safety in Light Water Reactors – Severe Accident Phenomenology. 1. vyd. Academic Press Elsevier, 2012

[5] EURATOM. Status report 81 - Advanced Passive PWR (AP 1000). 2019. Tech. spr. INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE. Dostupné tiež z: <https://cordis.europa.eu/project/id/662157>

[6] TSAI, Fei-Jan; LEE, Min; LIU, Hsiang Chun. Simulation of the in-vessel retention device heat-removal capability of AP-1000 during a core meltdown accident. Annals of Nuclear Energy. 2017, roč. 99, s. 455–463. issn 0306-4549. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.09.052>

[7] FISCHER, Manfred. The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR). Nuclear Engineering and Design. 2004, roč. 230, č. 1, s. 169–180. issn 0029-5493. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2003.11.034>. 11th International Conference on Nuclear Energy

[8] BOUTEILLE, François; AZARIAN, Garo; BITTERMANN, Dietmar; BRAUNS, Joerg; EYINK, Juergen. The EPR overall approach for severe accident mitigation. Nuclear Engineering and Design. 2006, roč. 236, č. 14, s. 1464–1470. issn 0029-5493. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.04.013>. 13th International Conference on Nuclear Energy

[9] HEŘMANSKÝ, B. Bezpečnost jaderných elektráren. 2007. Prezentácia pre predmet Jaderná bezpečnost, Ústav energetiky FS ČVUT, cit. 30. 1. 2024

[10] SALARI, Farhad; RABIEE, Ataollah; FAGHIHI, Farshad. Assessment of the core-catcher in the VVER-1000 reactor containment under various severe accidents. Nuclear Engineering and Technology. 2023, roč. 55, č. 1, s. 144–155. issn 1738-5733. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.09.001>



Ing. Simona Zálešáková
simazalesakova@gmail.com

Po absolvování oboru Jaderné inženýrství na Katedře jaderných reaktorů Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze (Bc.) pokračovala v magisterském studiu oboru Jaderná energetická zařízení na Ústavu energetiky Fakulty strojní ČVUT v Praze. Již během studia začala pracovat v Centru výzkumu Řež, nejprve jako podpora projektového manažera pro první periodické hodnocení bezpečnosti reaktorů LVR-15 a LR-0 v oddělení Jaderná bezpečnost, později v Oddělení pokročilých energetických technologií, kde se podílela na experimentech s indukčním tavením oxidů ve Studeném kelímku. V současnosti pracuje jako projektant v oddělení jaderné energetiky ve společnosti AFRY CZ.

Transmisní měření zeslabovacích charakteristik materiálů vůči gama záření metodou polovodičové gama spektrometrie

Mgr. David Zoul, Mgr. Kamil Sobek, Ph.D.
Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Transmisní měření stínících vlastností materiálů metodou polovodičové gama spektrometrie dovoluje snadné a rychlé stanovení lineárních součinitelů zeslabení, potažmo hmotnostních součinitelů zeslabení studovaného materiálu pro poměrně široké spektrum energií záření gama. Účelem provedených transmisních měření bylo posouzení stínících vlastností různých materiálů v rámci několika výzkumných projektů.

Transmission measurements of the shielding properties of materials using the semiconductor gamma spectrometry method allow for easy and rapid determination of linear attenuation coefficients, or rather mass attenuation coefficients, of the studied material for a relatively wide spectrum of gamma radiation energies.

The purpose of the transmission measurements was to assess the shielding properties of various materials within the framework of several research projects.

1. Teoretický základ

Intenzita záření uvnitř materiálu stínění klesá s hloubkou průniku úměrně pravděpodobnosti interakce záření s částicemi materiálu stínění, neboli

$$\frac{dI}{dx} = -\mu I$$

kde znaménkem minus na pravé straně vyjadřujeme skutečnost, že intenzita záření se s narůstající tloušťkou stínící vrstvy zmenšuje (záporná derivace), přičemž konstantu úměrnosti μ nazýváme lineární součinitel zeslabení. Pro každý stínící materiál a pro každou energii záření gama je lineární součinitel zeslabení

charakteristický a fyzikálně se jedná o makroskopický účinný průřez interakce daného záření gama s danou látkou. Integrací rovnice snadno nalezneme řešení ve tvaru známého zeslabovacího zákona

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

Tloušťka materiálu $d_{1/2}$, který v geometrii úzkého svazku sníží intenzitu I prošlého záření na polovinu vzhledem k intenzitě dopadajícího záření I_0 , tj.

$$I_{1/2} = \frac{I_0}{2} = I_0 e^{-\mu d_{1/2}}$$

se nazývá polotloušťka (HVL – Half Value Layer). Logaritmováním obou stran rovnice pro ni nalézáme vyjádření

$$d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu}$$

Dosazením tohoto výsledku do výše odvozeného zeslabovacího zákona, můžeme intenzitu záření po průchodu libovolným materiálem tloušťky x vyjádřit také s pomocí polotloušťky pro daný typ materiálu a energii záření:

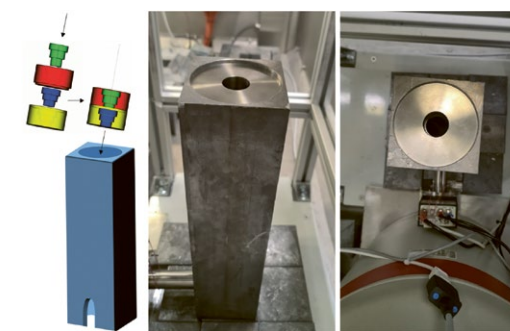
$$I = I_0 2^{-\frac{x}{d_{1/2}}}$$

2. Použitá aparatura

Kapalným dusíkem chlazený polovodičový High-Purity Germanium (HPGe) detektor GC2018 firmy CANBERRA (Obr. 1), na kterém měření probíhala, tvoří spolu s předzesilovačem, zesilovačem, řídicí jednotkou a pokročilým ovládacím softwarem GamWin, vybaveným rozsáhlou knihovnou spekter známých radionuklidů, špičkový systém pro gama spektroskopii radioaktivních vzorků.



Geometrie úzkého svazku pro účely stanovení lineárních součinitelů zeslabení bylo docíleno zacloněním HPGe detektoru modulárním wolframovým kolimátorem vsazeným do speciálně konstruované olověné vložky obklopující samotný HPGe detektor (Obr. 2).



↙ **Obr. 1:** Kapalným dusíkem chlazený polovodičový High-Purity Germanium (HPGe) detektor GC2018 firmy CANBERRA

← **Obr. 2:** Olověná vložka HPGe detektoru s modulárním wolframovým kolimátorem

3. Transmisní měření zeslabovacích charakteristik různých materiálů

Měření probíhala v souladu s ČSN IEC 1452 pro provádění měření pomocí germaniových polovodičových gama spektrometrů. Konkrétní metodika měření a zpracování výsledků měření HVL byla převzata z ČSN EN 60522.

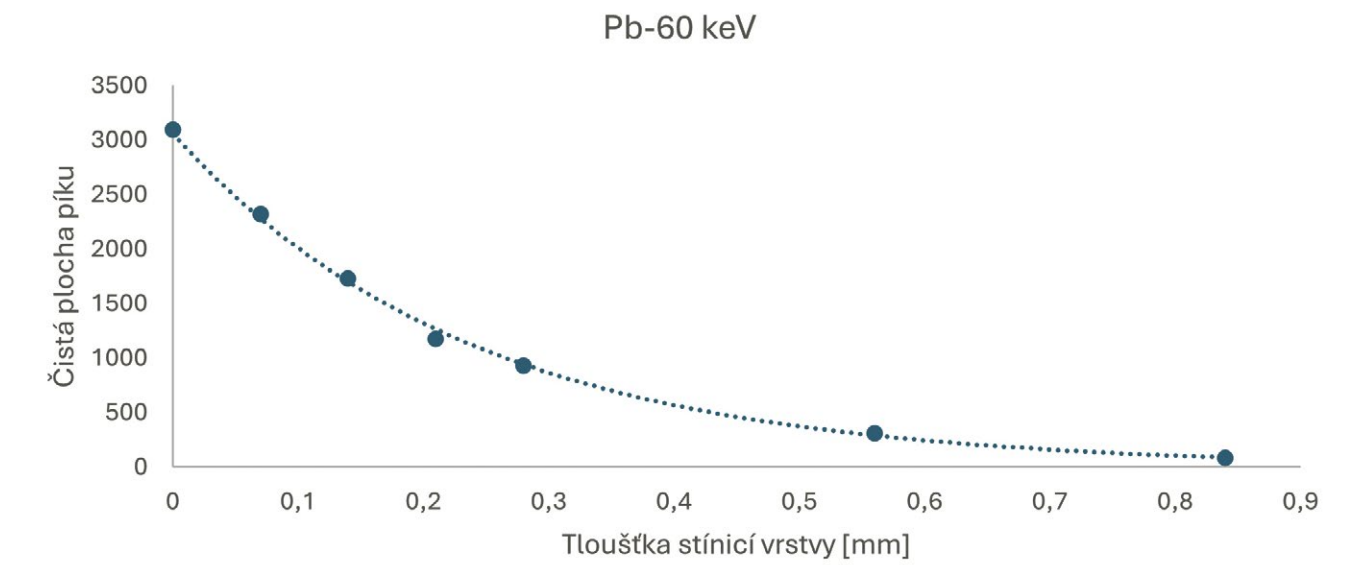
Standardně se dle normy měří HVL pro různé energie záření. Výhodou této metody je, že výstupem je jediné číslo, které plně charakterizuje zeslabující účinky vybraného materiálu pro danou energii záření – čím je menší HVL, tím materiál lépe stíní.

Pro jiné energie záření je HVL stejného materiálu obecně jiná (s energií záření HVL roste – záření se stává pronikavějším). Pro získání úplné představy o stínících vlastnostech studovaného materiálu pro celé spektrum energií záření gama, byla proto HVL měřena v široké škále energií od necelých 60 keV až do 1 836 keV.

3.1 Transmisní měření zeslabovacích charakteristik uhlíkových kompozitů, pro záření gama o různých energiích

V rámci jednoho z projektů, o kterých zde budeme hovořit, byly do Centra výzkumu Řež dodány dva vzorky kompozitních panelů (laminátů) o rozměrech 400 × 400 × 9 mm, označené jako N1 a N2. U desky N1 dodavatel uvedl hmotnost 2 000 g (odpovídající hustotě 694,444 × 2 000 g/m³), u desky N2 hmotnost 3 000 g (odpovídající hustotě 694,444 × 3 000 g/m³).

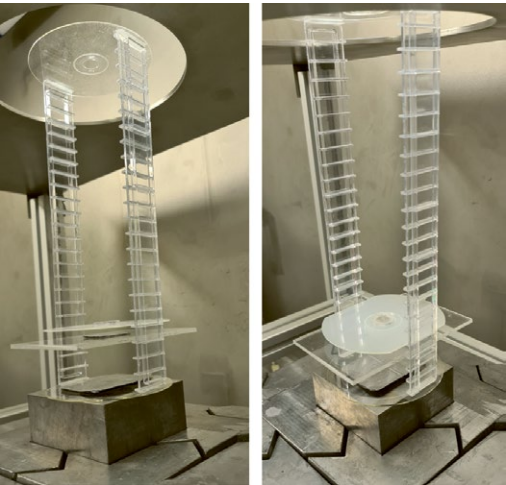
Jako zdroj záření gama byl vybrán certifikovaný širokospektrální radionuklidový etalon EG X obsahující radionuklidy ²⁴¹Am (60 keV), ⁵⁷Co (122 keV a 136 keV), ¹³⁷Cs (662 keV), ⁸⁸Y (898 keV) a ⁶⁰Co (1 173 keV a 1 333 keV). Druhý nejvýznamnější fotopík ⁸⁸Y na energii 1 836 keV



→ **Graf 1:** Zeslabovací charakteristika olova pro záření ²⁴¹Am

↘ **Obr. 3:** Měření transmisních vlastností plátků olova ve speciálně navrženém stojanu umožňujícím přesné polohování zdroje EG X vůči HPGe detektoru

nakonec nebyl pro analýzu absorpčních vlastností studovaných materiálů využít, neboť pro fotony o takto vysoké energii se zkoumaný materiál již jevil prakticky dokonale „průhledným“, a stanovení lineárního součinitele zesla-



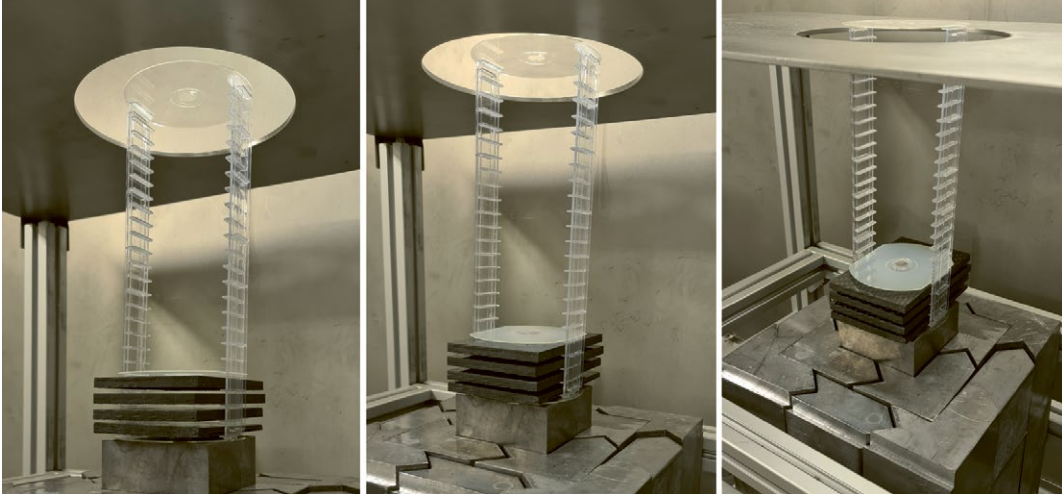
bení a potažmo polotloušťky pro tuto energii nebylo možné.

Pro samotné měření byl dále zkonstruován speciální stojan umožňující přesné polohování zdroje EG X vůči HPGe detektoru – Obr. 3. Do stojanu se dají zasouvat jednotlivé desky, což umožňuje průběžně měnit tloušťku vrstvy testovaného materiálu, při současném zachování konstantní polohy a vzdálenosti zdroj – detektor po celou dobu měření. Prvními měřeními vzorky byly plátky olova, abychom všechna následující měření mohli vztáhnout právě k tomu- to materiálu.

Zeslabující účinky olověných plátků různé tloušťky a stanovení obou měřených veličin (μ a $d_{1/2}$) proložením exponenciály měřeními body (plochami jednotlivých fotopíků) metodou nejmenších čtverců, ilustruje Graf 1 pro první řádek Tabulky 1 (necelých 60 keV).

→ **Tab. 1:** Výsledky měření lineárních součinitelů zeslabení a polotloušťky Pb

Energie [keV]	Nuklid	Tloušťka stínění Pb [mm]							μ [mm ⁻¹]	d _{1/2} [mm]
		0	0,07	0,14	0,21	0,28	0,56	0,84		
		Čisté plochy píků								
59,54	²⁴¹ Am	3 095	2 321	1 729	1 177	929	312	87	4,205	0,165
122,06	⁵⁷ Co	4 820	4 002	3 317	2 732	2 212	1 009	117	4,187	0,166
136,47	⁵⁷ Co	614	548	518	398	322	112	51	3,134	0,221
661,66	¹³⁷ Cs	7 510	–	–	–	7 017	6 891	6 623	0,141	4,916
898,04	⁸⁸ Y	151	–	–	–	139	136	137	0,112	6,189
1 173,53	⁶⁰ Co	3 762	–	–	–	3 647	3 544	3 482	0,093	7,453
1 332,89	⁶⁰ Co	3 331	–	–	–	3 319	3 245	3 065	0,088	7,877



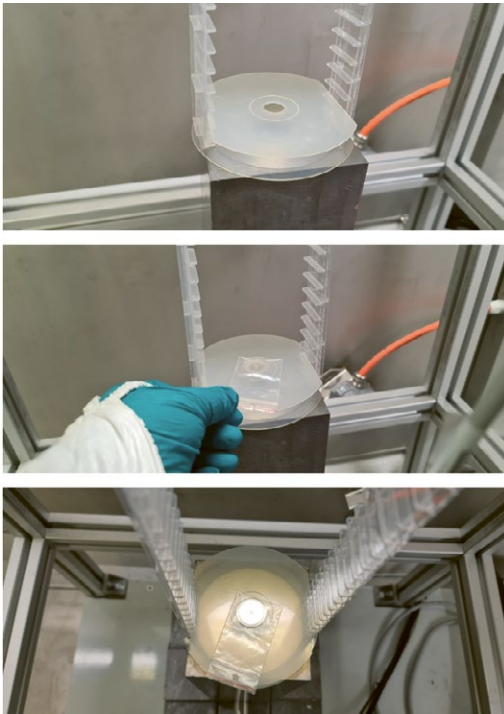
← **Obr. 4:** Transmisní měření zeslabovacích charakteristik desek z uhlíkových kompozitů pro záření gama o různých energiích

↘ **Obr. 5:** Speciální stojan umožňující přesné polohování zdroje EG X vůči HPGe detektoru

Výsledky měření lineárního součinitele zeslabení a polotloušťky olova pro různé energie záření gama jsou shrnuty v Tabulce 1.

Pro stanovení HVL materiálu je potřeba prozářit několik různě silných vrstev stejného materiálu a výslednými hodnotami poté proložit exponenciálu metodou nejmenších čtverců. Pro určení dvou nezávislých parametrů exponenciály je zapotřebí alespoň dvou rovnic, tj. dvou datových bodů. Použití pouhých dvou bodů znamená, že křivka bude sice těmito body přesně procházet, připravíme se ale o možnost optimalizace či redukce chyb.

Metoda nejmenších čtverců je proto standardně využívána pro tři a více bodů, aby se minimalizovala chyba a získal nejlepší možný fit vzhledem k zadaným parametrům. K tomu jsou potřeba ideálně alespoň tři odlišné tloušťky od každého typu materiálu. Čím více vrstev materiálu změříme, tím je výsledek samozřej-



Energie [keV]	Nuklid	Tloušťka stínění N1 [mm]					μ [mm ⁻¹]	d _{1/2} [mm]	d _{1/2} rel. k Pb
		0	9	18	27	36			
		Čisté plochy píků							
59,54	²⁴¹ Am	3 095	2 532	2 137	1 748	1512	0,020	34,657	210
122,06	⁵⁷ Co	4 820	4 166	3 504	2 931	2 550	0,018	38,508	233
136,47	⁵⁷ Co	614	539	393	409	370	0,014	49,511	224
661,66	¹³⁷ Cs	7 510	7 037	6 130	5 520	5 124	0,011	63,013	13
898,04	⁸⁸ Y	151	118	163	136	91	0,010	69,315	11
1 173,53	⁶⁰ Co	3 762	3 467	3 238	3 138	2 884	0,009	77,016	10
1 332,89	⁶⁰ Co	3 331	3 208	2 962	2 672	2 463	0,007	99,021	13

← **Tab. 2:** Výsledky měření lineárních součinitelů zeslabení a polotloušťky studovaného materiálu N1

↘ **Tab. 3:** Výsledky měření lineárních součinitelů zeslabení a polotloušťky studovaného materiálu N2

Energie [keV]	Nuklid	Tloušťka stínění N2 [mm]					μ [mm ⁻¹]	d _{1/2} [mm]	d _{1/2} rel. k Pb
		0	9	18	27	36			
		Čisté plochy píků							
59,54	²⁴¹ Am	3 095	2 557	2 116	1801	1 446	0,021	33,007	200
122,06	⁵⁷ Co	4 820	4 086	3 526	2 956	2 448	0,019	36,481	220
136,47	⁵⁷ Co	614	539	444	394	313	0,018	38,508	174
661,66	¹³⁷ Cs	7 510	6 707	6 254	5 646	5 172	0,010	69,315	14
898,04	⁸⁸ Y	151	145	157	118	122	0,009	77,016	12
1 173,53	⁶⁰ Co	3 762	3 443	3 177	3 027	2 856	0,008	86,643	12
1 332,89	⁶⁰ Co	3 331	3 150	2 778	2 761	2 570	0,007	99,021	13

E (keV)	Tloušťka stínící vrstvy (mm)			μ(A)	d _{1/2} (A) (mm)	Tloušťka stínící vrstvy (mm)			μ(B)	d _{1/2} (B) (mm)	Δ(mm)
	0	20	40			0	20	40			
	Čistá plocha píku					Čistá plocha píku					
59,54	33 226	526	10	0,203	3,415	33 226	678	10	0,203	3,415	0
122,06	164 492	41 783	9 736	0,071	9,763	164 492	39 729	9 736	0,071	9,763	0
136,47	20 667	5 999	1 683	0,063	11,002	20 667	5 904	1 683	0,063	11,002	0
661,66	58 701	34 245	17 939	0,03	23,105	58 701	33 568	17 939	0,03	23,105	0
898,04	11 416	7 130	3 908	0,027	25,672	11 416	6 983	3 908	0,027	25,672	0
1 173,53	39 468	26 410	15 759	0,023	30,137	39 468	26 231	15 759	0,023	30,137	0
1 332,89	35 743	24 020	14 891	0,022	31,507	35 743	23 741	14 891	0,022	31,507	0
1 836,06	6 437	4 613	2 938	0,02	34,657	6 437	4 592	2 938	0,02	34,657	0

↑
Tab. 4: Porovnání stínících vlastností vzorků A a B pro různé energie

↘
Obr. 6: Příprava vzorků stavebních materiálů různé tloušťky – zleva: 0 mm, 20 mm, 40 mm pro transmisní měření zeslabovacích charakteristik pro záření gama různých energií

mě přesnější. Z každého ze dvou studovaných materiálů odlišné hustoty byly řezáním připraveny čtyři dostatečně silné desky rozměru 150 × 100 × 9 mm, které byly v průběhu měření postupně vkládány mezi zdroj a detektor – Obr. 4.

Výsledky jsou přehledně shrnuty v tabulkách 2 a 3. Poslední sloupec v tabulkách ilustruje poměrné zeslabující účinky obou studovaných materiálů ve srovnání se stínícím účinkem olova pro danou energii záření gama (jinými slovy, kolikrát silnější by musela být deska ze studovaného materiálu oproti desce olověné, aby bylo dosaženo stejného stínícího účinku).

Z výsledků je zřejmý mírný, leč signifikantní, rozdíl mezi stínícím efektem řidšího (N1) a hustšího (N2) materiálu pro nízké energie záření 60–136 keV. Pro energie 662 keV a vyšší jsou již

absorpční vlastnosti obou materiálů prakticky srovnatelné.

Zároveň je patrné, že pro energie okolo 100 keV je stínící účinek obou testovaných materiálů srovnatelný se stínícím účinkem olova přibližně 200× menší tloušťky. S rostoucí energií záření gama se tento poměr postupně zmenšuje a pro energie okolo 1 000 keV je již stínící účinek testovaných materiálů srovnatelný se stínícím účinkem olova přibližně jen 10× menší tloušťky.

3.2 Transmisní měření zeslabovacích charakteristik pro stínící betony a nově vyvinuté ekvivalentní varianty na geopolymerní bázi pro záření gama různých energií

Schopnost absorbovat gama záření je u materiálů biologického stínění na bázi betonu vyso-

E (keV)	Tloušťka stínící vrstvy (mm)			μ(AB)	d _{1/2} (AB) (mm)	Tloušťka stínící vrstvy (mm)			μ(C)	d _{1/2} (C) (mm)	Δ(mm)
	0	20	40			0	20	40			
	Čistá plocha píku					Čistá plocha píku					
59,54	33 226	602	10	0,203	3,415	33 226	459	10	0,203	3,415	0
122,06	164 492	40 756	9 736	0,071	9,763	164 492	43 389	10 674	0,068	10,193	0,431
136,47	20 667	5 951,5	1 683	0,063	11,002	20 667	6 327	1 736	0,062	11,180	0,177
661,66	58 701	33 906,5	17 939	0,03	23,105	58 701	34 643	19 042	0,028	24,755	1,650
898,04	11 416	7 056,5	3 908	0,027	25,672	11 416	7 037	3 988	0,026	26,660	0,987
1 173,53	39 468	26 320,5	15 759	0,023	30,137	39 468	26 776	16 522	0,022	31,507	1,370
1 332,89	35 743	23 880,5	14 891	0,022	31,507	35 743	24 169	15 318	0,021	33,007	1,500
1 836,06	6 437	4 602,5	2 938	0,02	34,657	6 437	4 582	2 983	0,019	36,481	1,824

ce žádoucí a představuje zásadní konstrukční vlastnost s využitím nejenom v jaderných elektrárnách. Účelem provedených transmisních měření bylo posouzení stínících vlastností dvou různých stavebních materiálů v rámci projektu IPDC09, a to současně využívaných betonů na cementové bázi s kamenivem (serpentinit, baryt), které lze nalézt například v EDU a ETE, v porovnání s nově vyvinutým geopolymérem, který by cementové betony mohl do budoucna nahradit. Použitá metodika umožňuje kvalifikovaně posoudit stínící vlastnosti a zjistit, zda-li nový materiál bude mít podobné či rozdílné vlastnosti.

Z každého ze dvou studovaných materiálů odlišné hustoty byly řezáním připraveny vzorky tloušťky 20 mm. Pro samotné měření byl opět použit speciální stojan umožňující přesné polohování zdroje EG X vůči HPGe detektoru (Obr. 5).

Pro stanovení HVL materiálu bylo rovněž potřeba prozářit ideálně alespoň tři různě silné vrstvy od každého typu materiálu, přičemž jeden z bodů je možno nahradit otevřeným polem (open field) reprezentujícím nulovou tloušťkou vzorku, a výslednými hodnotami poté proložit exponenciálu metodou nejmenších čtverců. Z jednotlivých typů studovaných materiálů byly proto připraveny vždy dvě desky tloušťky 20 mm, které byly v průběhu měření postupně vkládány mezi zdroj a detektor. Doba každého měření byla nastavena s ohledem na získání dostatečného počtu impulzů pro všechny energie radionuklidového etalonu EG X, na 1 000 s.

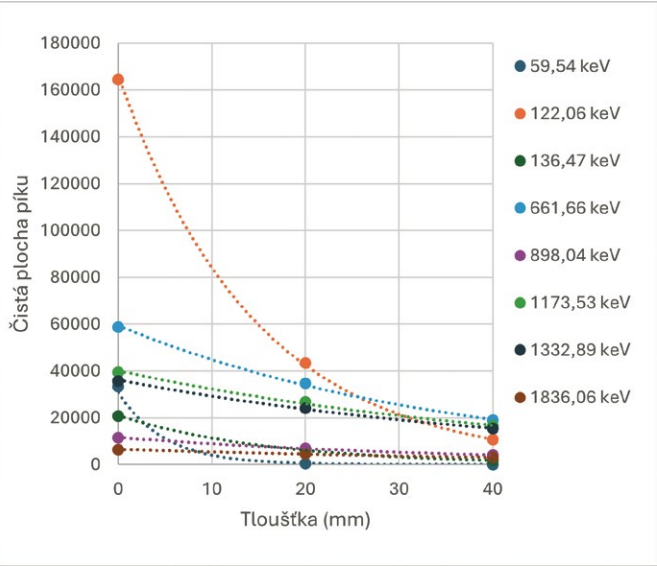
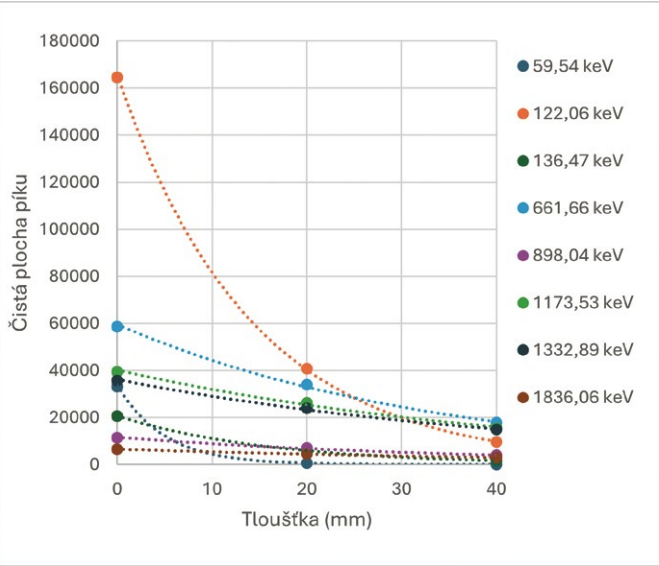
Postupně byly prozářeny různě silné vrstvy jednotlivých typů vzorků o tloušťkách: 0 mm (open field), 20 mm a 40 mm (Obr. 6).

V první fázi experimentu byly připraveny dva vzorky ze stejného materiálu (beton s ob-

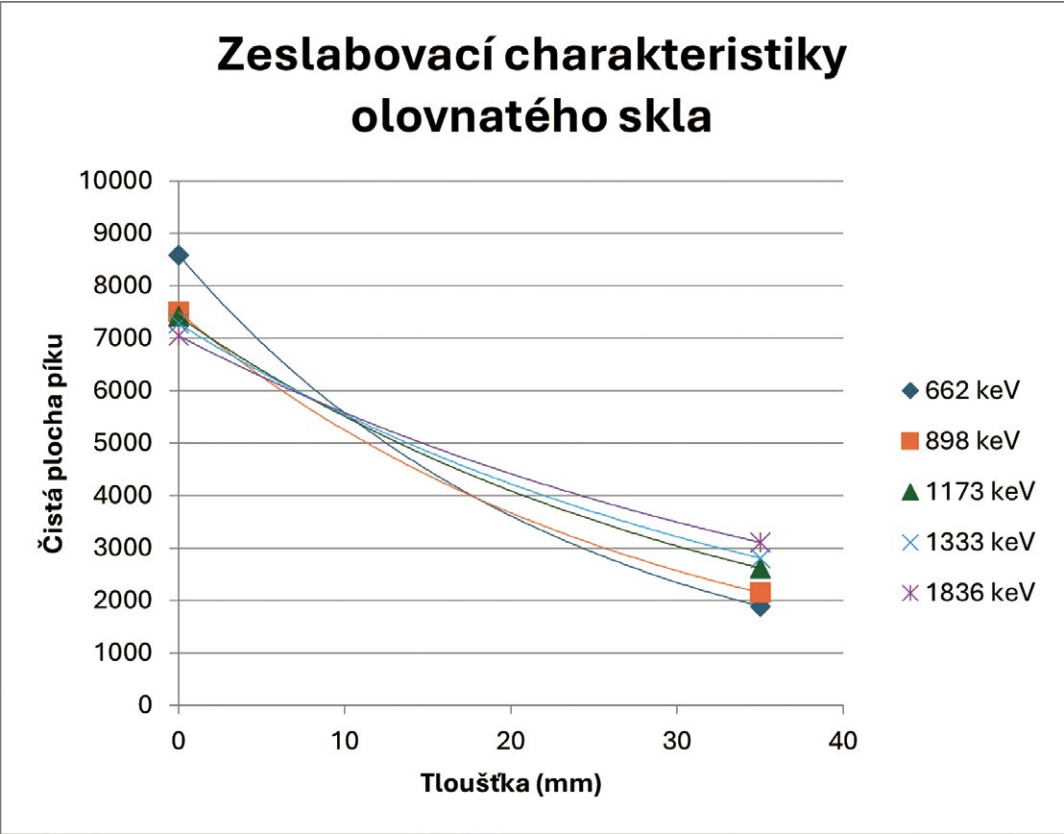
↑
Tab. 5: Porovnání stínících vlastností vzorků AB a C pro různé energie

↙
Graf 2: Zeslabovací charakteristiky stínícího betonu s kamenivem

↘
Graf 3: Zeslabovací charakteristiky nové varianty geopolymery



→ **Graf 4:** Zeslabovací charakteristiky olovnatého skla tloušťky 35 mm

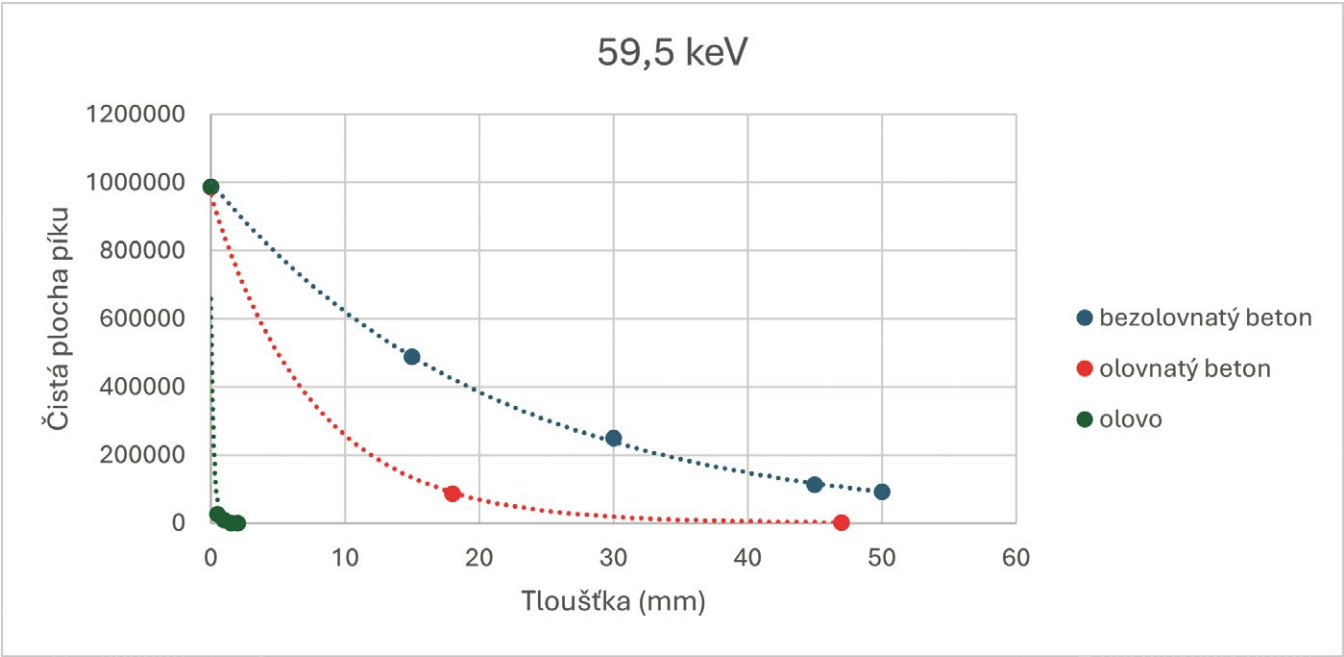


↓ **Graf 5:** Porovnání zeslabovacích charakteristik bezolovnatého betonu, olovnatého betonu a čistého olova pro dvě různé energie záření gama 59,5 keV a 661,7 keV

saženým kamenivem), jež byly označeny písmeny A a B, načež byly porovnány výsledky měření HVL pro oba vzorky, aby byla stanovena přesnost a spolehlivost metody.

Výsledky měření HVL jsou shrnuty v tabulce 4, společně s rozdíly Δ v HVL vzorku A a B, uvedenými v posledním sloupci tabulky.

Je zřejmé, že v rámci přesnosti našeho měření vyšly lineární součinitelé zeslabení a potažmo i polotloušťky obou vzorků z téhož materiálu naprosto identické pro všech osm testovaných energií. Různé vzorky z téhož materiálu tedy jevily shodné stínicí vlastnosti.



Radionuklid	¹³⁷ Cs	⁸⁸ Y	⁶⁰ Co	⁶⁰ Co	⁸⁸ Y
Energie (keV)	662	898	1173	1333	1836
d _{1/2} (mm skla)	16	19	23	25	30
d _{1/2} (mm Pb)	5	6	7,5	8	12

Ve druhé fázi experimentu byl připraven vzorek z odlišného materiálu (nová varianta geopolymery), jenž byly označen písmenem C. Byly porovnány výsledky měření HVL pro fiktivní vzorek vypočtený jako průměr hodnot získaných ze vzorků A a B (který jsme si pracovně označili jako vzorek AB), s hodnotami získanými měřeními na vzorku C.

Výsledky měření zeslabovacích charakteristik obou typů vzorků, společně s výpočtem lineárních součinitelů zeslabení pro osm různých energií záření gama provedeným metodou nejmenších čtverců, jsou uvedeny v grafech 2 a 3.

Výsledky měření HVL jsou shrnuty v tabulce 5, společně s rozdíly Δ v HVL vzorku AB a C, uvedenými v posledním sloupci tabulky.

Z výsledků je zřejmý mírný rozdíl mezi stínícím efektem materiálu AB a materiálu C pro téměř všechny měřené energie záření gama. Výjimkou je pouze záření ²⁴¹Am na energii 59,54 keV, kde byl signál již natolik slabý, že se

Radionuklid	²⁴¹ Am	⁵⁷ Co	¹³⁷ Cs
Energie (keV)	59,5	136,5	661,7
d _{1/2} (bezolovnatý beton) (mm)	14,44	23,10	46,21
d _{1/2} (olovnatý beton) (mm)	5,25	9,00	43,32
d _{1/2} (olovo) (mm)	0,16	0,22	4,92

← ← **Tab. 6:** Porovnání polotlouštěk olovnatého skla a olova pro vybrané energie záření gama

← **Tab. 7:** Porovnání polotlouštěk bezolovnatého betonu, olovnatého betonu a čistého olova pro vybrané energie záření gama

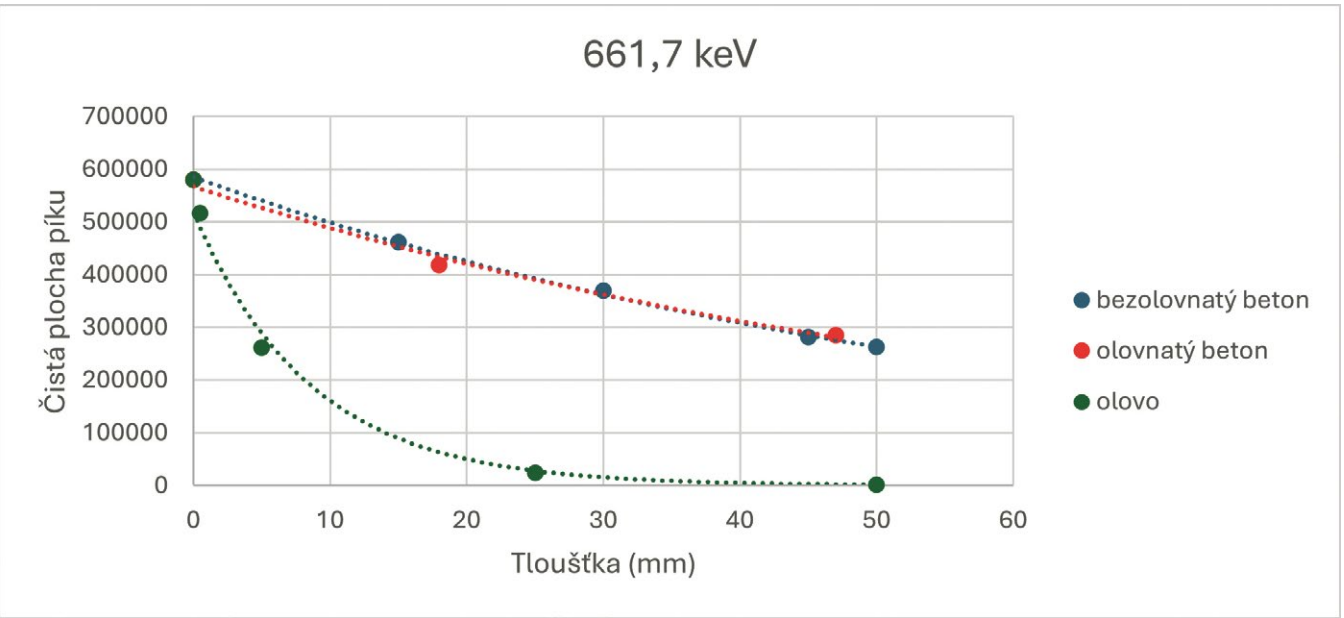
nepodařilo rozdíl v rámci přesnosti našeho měření zaznamenat.

3.3 Zeslabovací charakteristiky olovnatého skla pro záření gama různých energií

Další výzkum se týkal stanovení polotloušťky olovnatého skla tloušťky 35 mm pro různé energie záření gama.

Olovnaté sklo je ústředním materiálem pro konstrukci bezpečnostních průzorů do prostor se zdroji ionizujícího záření. Typickým příkladem jsou průzory v biologickém stínění (např. mezi operátorovnou a horkými komorami) v jaderném průmyslu a jaderném výzkumu, okna mezi ovladovnou a RTG vyšetřovnou v lékařské radiodiagnostice, průzory do útrob různých zařízení sloužících kupříkladu pro výzkum jaderné fúze apod.

Stanovené hodnoty polotlouštěk olovnatého skla pro jednotlivé energie záření gama ukazují tabulka 6. Společně s nimi uvádíme rovněž



polotloušťky čistého olova pro některé vybrané energie.

Měřením zeslabovacích charakteristik zkoumané skleněné desky bylo určeno, že v intervalu energií záření gama mezi 662 keV (^{137}Cs) až 1 333 keV (^{60}Co) je stínící účinek studovaného materiálu srovnatelný se stínícím účinkem čistého olova přibližně třetinové až poloviční tloušťky.

3.4 Porovnání zeslabovacích charakteristik olovnatého a bezolovnatého betonu pro záření gama různých energií

Poslední výzkum se zabýval stanovením polotloušťky olovnatého a bezolovnatého betonu pro různé energie záření gama.

Stanovením zeslabovacích charakteristik obou zkoumaných materiálů byla nalezena výrazná diference v polotloušťkách při energii do 136 keV. Naopak, při energiích nad 662 keV již nebyl rozdíl v polotloušťkách signifikantní – tabulka 7.

4. Závěr

V případě desek z uhlíkového kompozitu byl zaznamenán mírný rozdíl mezi stínícím efektem řidšího (N1) a hustšího (N2) materiálu pro nízké energie záření gama 60–136 keV. Pro energie 662 keV a vyšší jsou již absorpční vlastnosti obou materiálů prakticky srovnatelné.

Zároveň je patrné, že pro energie okolo 100 keV je stínící účinek obou testovaných materiálů srovnatelný se stínícím účinkem olova přibližně 200× menší tloušťky. S rostoucí energií záření gama se tento poměr postupně zmenšuje a pro energie okolo 1 000 keV je již stínící účinek testovaných materiálů srovnatelný se stínícím účinkem olova přibližně jen 10× menší tloušťky.

Protože hustota obou testovaných materiálů je zároveň přibližně desetinou hustoty olova, hmotnostní součinitel zeslabení (podíl lineárních součinitelů zeslabení a hustoty) pro olovo a testovaný materiál si v oblasti energií okolo 1 MeV přibližně odpovídají. Jinak řečeno,

olověná deska a deska z testovaného materiálu o stejné ploše a hmotnosti budou mít pro megaelektronvoltové záření gama přibližně stejný stínící účinek.

Tento výsledek je ve skutečnosti důsledkem obecnější zákonitosti, podle které se hmotnostní součinitel zeslabení v oblasti megaelektronvoltových energií fotonů vzájemně překrývají pro poměrně široké spektrum různých materiálů od vody až třeba po olovo.

Z výsledků měření mezi stínícím betonem s obsahem kameniva a nové varianty geopolymeru byl pozorovatelný mírný rozdíl mezi stínícím efektem obou materiálů pro téměř všechny měřené energie záření gama. Výjimkou bylo pouze záření ^{241}Am na energii 59,54 keV, kde byl signál již natolik slabý, že se nepodařilo rozdíl v rámci přesnosti našeho měření zaznamenat.

V souhrnu lze říci, že se oba materiály stran stínících vlastností pro záření gama chovají velmi podobně, avšak beton na cementové bázi stíní nepatrně lépe než nová varianta geopolymery. Tyto informace, díky nimž můžeme recepturu modifikovat tak, abychom tyto drobné nedostatky do budoucna eliminovali, jsou obzvláště užitečné.

Stanovením zeslabovacích charakteristik desky z olovnatého skla bylo určeno, že ve zkoumaném intervalu energií záření gama mezi 662 keV (^{137}Cs) až 1 333 keV (^{60}Co) je stínící účinek studovaného materiálu srovnatelný se stínícím účinkem čistého olova přibližně třetinové až poloviční tloušťky.

Měřením zeslabovacích charakteristik olovnatého a bezolovnatého betonu byla nalezena výrazná diference v polotloušťkách při energii do 136 keV. Naopak, při energiích nad 660 keV již nebyl výraznější rozdíl pozorován.

Materiál by mohl být vhodný např. pro stavbu rentgenových ozařoven, v jaderném průmyslu však nejspíš nenajde uplatnění. Stínící vlastnosti olovnatého betonu se však zatím jeví přibližně 3× horší v porovnání s barytovou omítkou, což je pro RTG dosud nejlevnější a nejběžněji používaný stínící materiál.

Reference

- [1] Krejčová, P., Švrčula, P., Zoul, D., Dozimetrická a spektrometrická charakterizace neznámého obsahu kontejnerů, DRO 2018
- [2] Zoul, D., Koplová, M., Švrčula, P., Fuksa, J., Modification of HPGe Gamma-spectrometer for characterization of high activity samples, Conference SUSSEN 2020
- [3] Zoul, D., Koplová, M., Švrčula, P., Úprava HPGe Gama-spektrometru pro charakterizaci vzorků vyšší aktivity, Jaderná energie 2694-9024, 2020
- [4] Zoul, D., Koplová, M., Krejčová, P., Infrastruktura horkých komor Centra výzkumu Řež – díl pátý, Jaderná energie 2694-9024, 2021
- [5] ČSN IEC 1452 (356639) – Preview of the standard
- [6] ČSN EN 60522 – Preview

Poděkování

Prezentované výsledky byly realizovány v rámci Institucionální podpory Ministerstva průmyslu a obchodu ČR s využitím infrastruktury CICRR, která je finančně podpořena Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LM2023041.



Mgr. David Zoul

david.zoul@cvrez.cz

Absolvoval Matematicko-fyzikální fakultu Univerzity Karlovy v Praze v oborech Jaderná fyzika a Kvantová biofyzika. Na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze získal kvalifikaci a akreditaci pro výkon zdravotnického povolání v oboru Radiologická fyzika. V letech 2001–2014 pracoval ve Fakultní nemocnici v Motole a v Nemocnici na Homolce jako lékařský fyzik v oboru radiodiagnostiky a radiační onkologie se specializací na léčbu dětské leukémie a stereotaktickou radioterapií nádorů mozku. Současně zde vykonával soustavný dohled nad dodržováním požadavků radiační ochrany na pracovištích s radiodiagnostickými rentgenovými přístroji. V letech 2006–2013 přednášel lékařskou fyziku na 2. lékařské fakultě Univerzity Karlovy v Praze a Fakultě biomedicínského inženýrství ČVUT na Kladně.

Od roku 2014 pracuje ve společnosti Centrum výzkumu Řež v oblasti dozimetrie ionizujícího záření, kde se zabývá mimo jiné výpočty a konstrukčním řešením rozmanitých zařízení pro nakládání s vysoce radioaktivními materiály, výzkumem a vývojem organických integrujících dozimetrů, gama spektrometrií a gama-tomografií. Současně vykonává soustavný dohled nad dodržováním požadavků radiační ochrany na pracovištích s otevřenými a uzavřenými radionuklidovými zdroji.

Tungsten Detritation using MSO Technology

Ing. Martin Vacek, Ing. Vojtěch Galek, Ing. et Ing. Anna Sears, Petr Pražák
Research Centre Řež

V oblasti fúzní energetiky je tritium používáno jako palivový element a je nezbytné pro budoucí provoz první generace fúzních elektráren. Tritium je v přírodě velmi vzácné a v současné době je získáváno z chladiva těžkovodních jaderných reaktorů. Získávání tritia je složitý a nákladný proces zahrnující několik kroků, od separace tritia z těžké vody až po jeho čištění a skladování, které je značně omezeno krátkým poločasem rozpadu izotopu. Nakládání s tritiem a metody jeho získávání a případné recyklace zůstávají i nadále výzvou. Účinné nakládání s tritiem je nezbytné pro bezpečný a ekonomický provoz budoucích fúzních elektráren. Provoz experimentálních fúzních reaktorů prokázal produkci radioaktivního odpadu ve formě konstrukčních materiálů kontaminovaných tritiem. Významným typem radioaktivního odpadu, který bude vznikat během provozu fúzní elektrárny, je tritiovaný wolframový prach. V rámci tohoto článku byly provedeny experimenty s cílem určit účinnost procesu oxidace v tavenině soli (Molten Salt Oxidation – MSO) pro získání tritia z kontaminovaných wolframových pelet simulujících tritiovaný wolframový prach. Výsledky prokázaly úspěšné zachycení tritia ve formě tritiované vody a byla stanovena účinnost tohoto procesu za definovaných podmínek. K zachycení tritia byl použit vodný dvoustupňový systém kondenzace. Účinnost záchytu tritia se pohybuje od 10 % do 37 % s mediánem účinnosti 13,82 % . Více než 90 % aktivity bylo zachyceno v prvním stupni kondenzačního systému. Tento proces se ukázal jako účinný způsob zpracování materiálů kontaminovaných tritiem. Na základě získaných údajů byl představen možný přístup ke zpracování očekávaného radioaktivního odpadu z fúzních elektráren. Použití technologie MSO pro účely detritace wolframu se jeví jako vhodné a její funkčnost byla experimentálně prokázána. V rámci navazujícího výzkumu by bylo vhodné provést testování procesu v různých provozních podmínkách s cílem optimalizovat tento proces pro průmyslové aplikace.

In the fusion energy industry, tritium is used as a fuel element and is essential for the future operation of the first generation of fusion power plants. Tritium is very rare in nature and is currently recovered from the coolant of heavy water nuclear reactors. The recovery of tritium is a complex and costly process involving several steps, from the separation of tritium from heavy water to its purification and storage, which is severely limited by the low half-life of tritium. Tritium management and methods for its recovery and eventual recycling remain a challenging issue. Efficient tritium management is essential for the safe and economic operation of future fusion power plants. The operation of experimental fusion reactors has demonstrated the production of radioactive waste in the form of various tritium-contaminated materials. The management of tritium-contaminated materials has received considerable attention in research into the energetic use of thermonuclear fusion. A significant type of radioactive waste that will be generated during the lifetime of a fusion power plant is tritiated tungsten dust. In this paper, experiments have been carried out to determine the effectiveness of the Molten Salt Oxidation (MSO) process in recovering tritium from contaminated tungsten pellets simulating tritiated tungsten dust. Analysis of the output showed successful capture of tritium in the form of tritiated water and determined the efficiency of the process under defined conditions. A two-stage water condensation system was used to capture tritium. Tritium capture efficiencies range from 10 % to 37 % with a median efficiency of 13.82 %. More than 90 % of the activity was captured in the first stage of the condensation system. This process has proven to be an effective way to treat and recycle tritium contaminated materials. From the data obtained, a possible approach to the treatment of the expected radioactive waste from fusion power plants is presented. The use of MSO technology for the purpose of tungsten detritation appears appropriate and its effectiveness has been experimentally demonstrated. The next steps include extensive testing in different operational settings to optimize the process for industrial applications.

1. INTRODUCTION

Demand for electricity continues to grow globally. In order to meet this demand, we are seeing technological advances and efforts to optimise and increase the efficiency of power generation processes. At the same time, however, we are faced with the issue of the lev-

el of greenhouse gas emissions from electricity generation, which is most pronounced for fossil fuels. Fossil fuels are intrinsically linked to the development of industry and technology in the past and we have many years of experience in their use. The use of fossil fuels today is problematic in terms of environmental

impacts. Low-emission sources such as wind or solar power plants are highly dependent on the weather and the daytime and therefore unable to provide a stable supply of electricity. Hydro-power plants require the difficult construction of large dams. In this respect, nuclear power plants appear to be a suitable source. The construction of new power reactors is associated with high costs, which are largely due to safety regulations. The future of nuclear power depends on meeting these requirements while maintaining economic operability. A solution to the current problems of nuclear power could be offered by a nuclear power plant concept using the reverse process of nuclear fission, namely the fusion of light isotope nuclei in a thermonuclear fusion process.

Thermonuclear fusion is the process of fusing atomic nuclei to form a heavier nucleus using extreme pressures and temperatures. Its energetic use is based on the release of the binding energy of atomic nuclei, similar to their fission in current power nuclear reactors ^[1].

The main engineering problem is the stable maintenance of the extreme conditions at which the process of fusion of nuclei of atoms can be achieved.

Under thermonuclear fusion conditions, the fused matter is in the plasma state. In this state of matter, the electrons of the atoms are separated from their nuclei and the nuclei of the atoms thus carry a positive charge ^{[1][2]}. Charged plasma particles can be bound by a magnetic field. One of the main devices used for thermonuclear fusion research is the tokamak (Figure 6). A tokamak is a toroid-shaped device that uses strong magnetic fields to keep the plasma in a closed loop ^{[3][9]}.

The largest current international fusion energy project is the ITER experimental reactor. The experience from this project is to be used for prototype fusion power plants, commonly called DEMO (DEMONstration Fusion Power Plant) ^[4]. The European prototype EU-DEMO should achieve a power generation of several hundred MW (300–500^[5]) and achieve closed tritium fuel cycle operation. The EU-DEMO

plant is expected to be connected to the electricity grid around the year 2060 ^[6].

A fusion power plant could solve the problems of the current nuclear power industry. Fusion power guarantees safe operation without the risk of developing uncontrolled fission reactions and minimal production of highly radioactive waste in the form of transuranic elements. However, the road to the first fusion power plant will be very challenging. One of the future challenges is, for example, obtaining fuel for fusion power plants. For the first generation of fusion power plants, the so-called DT reaction is proposed. This is the process of fusing two isotopes of hydrogen – deuterium and tritium – while releasing energy ^[1].

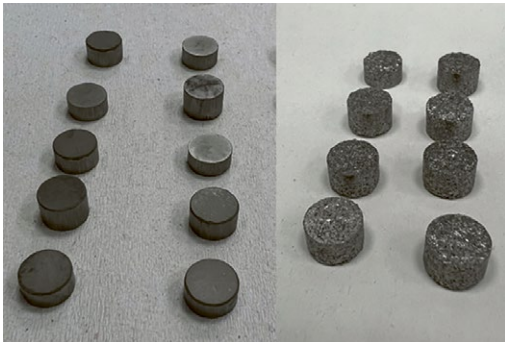
Deuterium is very abundant in water in nature and can be obtained by simple processes. The other fuel component, tritium, is radioactive and rare in nature and is currently extracted from heavy water nuclear reactors. The operation of fusion power plants cannot be sustained without contamination of materials by fusion fuel. The operation of a fusion reactor thus generates tritiated radioactive waste. One important waste of this type is tritiated tungsten dust. Due to the limited availability of tritium, methods for its recycling from contaminated materials are being investigated ^[7].

A method with interesting potential is Molten Salt Oxidation (MSO). This method is most widely used in the field of waste processing. However, its application overlap is also seen in its high efficiency in the treatment of hazardous, energetic or radioactive materials ^[8]. The possibility of using it to recover tritium from contaminated fusion materials is currently being investigated.

2. EXPERIMENTAL PART

Samples in the form of pressed tungsten pellets were contaminated with tritiated water of certain activity and then fed into the MSO technology together with dosing gas. In the reactor, the samples reacted with the salt melt to form gaseous products (off-gases) and trap tungsten in the melt. The off-gases leaving the reactor were led into a two-stage condensation

→
Fig. 1: Tungsten pellets; grain size 20 µm (left), grain size 0.4–0.8 mm (right)
→ →
Tab. 1: Experiment parameters



system (CS). After the completion of each partial experiment, water samples were taken from the condensation system and analysed for their activity.

2.1 Selection of operating parameters

The volume of tritiated water injected into each pellet was the same for all samples. Sodium carbonate was chosen as the salt melt. Its operating temperature was set to 1,020°C to increase the heat transfer. Air was used as the dosing gas and its flow rate was set to 5 l/min. The reactor off-gases were led to a CS with demineralized water in the form of a set of gas

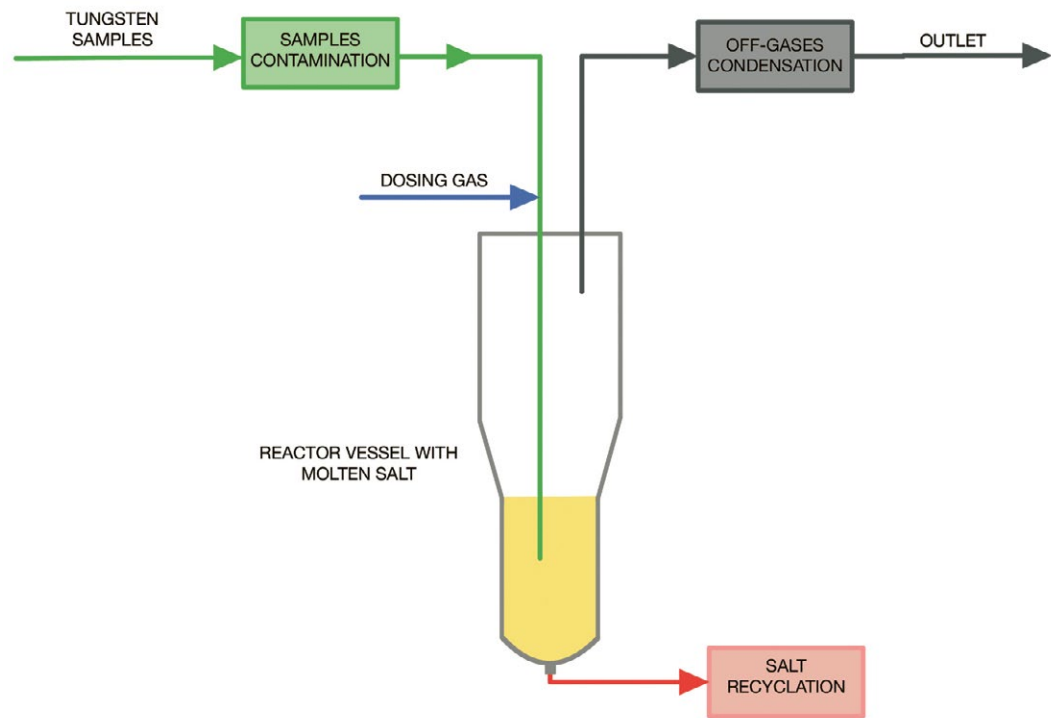
Experiment parameters		
Number of samples for partial exp.	12	[-]
Salt melt temperature	1,020	[°C]
Dosing gas flow rate	5	[l/min]
Number of gas bubblers in the set	2	[-]
Volume of tritiated water per sample	40	[µl]
Volume of tritiated water in the samples together	480	[µl]
Activity in one sample	0.281	[kBq]
Activity in samples together	3.377	[kBq]

bubblers. Detailed parameters of all partial experiments are shown in the table (Table 1).

2.2 Tungsten pellets fabrication

The input material for the production of samples for the experiments was tungsten powder in two different grain sizes: 20 µm and 0.4 to 0.8 mm. The samples were produced by pressing into small pellets on a hydraulic laboratory press BSML-21 – automat. The operating pressure of the press was set at 8 tonnes and compression was carried out for 1 minute. The individual samples were not standardised and varied in weight. Both types of samples can be

→
Fig. 2: Scheme of experimental setup of MSO technology



seen in the Figure 1 left above. Both sample types demonstrated similar ability to hold and retain the specified volume of tritiated water.

2.3 Experimental setup for MSO technology

The configuration scheme of the experimental setup of the technology is shown in the Figure 2.

Using a feeding tube, contaminated tungsten pellets together with dosing gas were led into the reactor vessel below the level of the molten salt. The off-gases leaving the reactor vessel were led into the set of two gas bubblers shown in the Figure 3. To increase the capture efficiency of the condensing off-gases, the gas bubblers were placed in a bath of ice water. The

outlet pipe from the bubblers was ducted into the vent and was not monitored.

2.4 Water samples analysis

Measurement of the activity of aqueous samples from the CS after partial experiments was performed by Liquid Scintillation Counting (LSC) method on the Hidex 300 SL device at two independent workplaces: NBCDI – NBC Defence Institute of the University of Defence and ÚJV Řež. The measurements were performed under very similar conditions with the differences described below.

For the analysis of condensation water, 5 l of sample with 10 l of scintillation cocktail was used each time. The scintillation cocktail Rotiszint®HighCapacity (Carl Roth GmbH & Co., DEU) was used in the measurements at ÚJV Řež, and the samples were analysed for 1,800 seconds. For the measurements at the University of Defence, the AquaLight AB scintillation cocktail (Hidex Chemicals Oy) was used, and the samples were analysed for 1,000 seconds.

Before measurement, the samples were left in the dark for 5 hours to avoid possible interference caused by quenching.

3. RESULTS

Results were received from both independent sites. Based on the knowledge of the input ac-

Partial experiment	NBCDI				
	Input activity	Activity detected in the 1 st stage of CS	Activity detected in the 2 nd stage of SC	Relative tritium capture in 1 st stage of CS	Relative tritium capture in 2 nd stage of CS
	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[%]	[%]
1.	3,377.25	341.11	3.33	10.10	0.10
2.	3,377.25	417.78	0.33	12.37	0.01
3.	3,377.25	521.44	1.22	15.44	0.04
4.	3,377.25	1,291.67	1.67	38.25	0.05

Partial experiment	NBCDI				
	Input activity	Activity detected in the 1 st stage of CS	Activity detected in the 2 nd stage of SC	Relative tritium capture in 1 st stage of CS	Relative tritium capture in 2 nd stage of CS
	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[%]	[%]
1.	3,377.25	319.33	55.56	9.46	1.64
2.	3,377.25	386.78	26.67	11.45	0.79
3.	3,377.25	488.33	27.33	14.46	0.81
4.	3,377.25	1,215.33	32.00	35.99	0.95

←
Fig. 3: Condensing system gas bubblers with external ice water cooling

←
Tab. 2: Capture of activity in the condensing system (NBCDI)

←
Tab. 3: Capture of activity in the condensing system (ÚJV Řež)

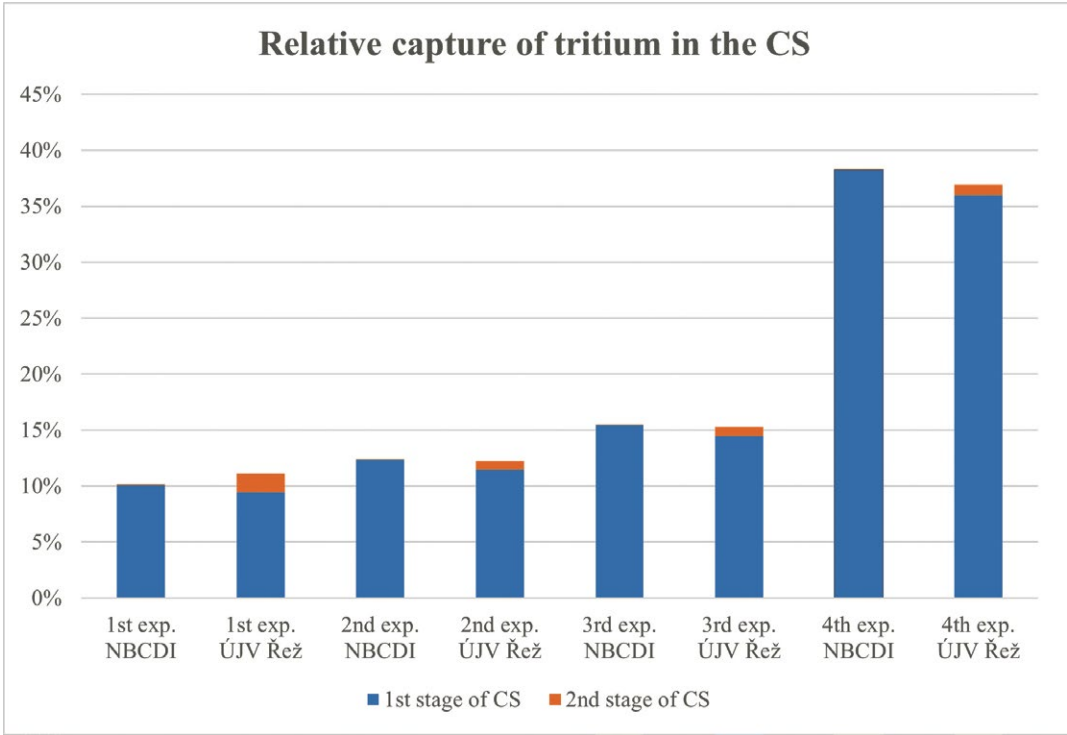
tivity and the measured of the output activity, the tritium capture efficiency was determined. The Tables 2 and 3 (page 31) describe the activity values detected in the first and second stages of the condensing system. They also describe the percentage distribution of captured tritium over the entire condensing system.

From the data received it can be seen that most of the tritium was captured in the first stage of the condensation system. For the first three experiments, the values ranged from 10 to 15%. The relatively low activity (tritium) capture value may depend on several factors, such as tritium leakage from the technology, tritium trapping in the reactor vessel walls and piping system, and possible evaporation of tritiated water during manipulation with the contaminated pellets. The lowest tritium capture in the first experiment was due to a leak of liquid from the first CS stage, where the compactness was broken due to pressurization of the system by the dosing gas. The fourth experiment shows a significant increase in tritium capture. This phenomenon may have been caused by a change in the technology setup by connecting the pump to the pipeline downstream of the CS. This increase in retention indicates a re-

duction in tritium retention and leakage from the technology components.

The capture efficiency was calculated by the ratio of the value of activity captured in the condensation system to the value of the input activity. The values of the overall tritium capture efficiency can be seen in the Table 4. The table shows the tritium recovery efficiencies calculated from the measurement results at both sites and the value of their difference. The types of pellets used in the first and second set of partial experiments are also shown in the table. The first two experiments were done with finer grain samples and the corresponding overall tritium capture efficiency in the condensation system was relatively low. The first experiment was affected by the small leak of cooling water from the condensing system as described above. For the second and third experiments there were no anomalies, and the results of the overall capture efficiency differed by approximately 3%. The fourth experiment differed in the different technology setup. This affected the capture results of the fourth experiment. From the results received, it cannot be reliably determined whether the grain size of the tung-

→ **Fig. 4:** Relative capture of tritium in the condensation system



Pellet type	Partial experiment	NBCDI	ÚJV Řež	Difference of the resulting efficiencies
		Tritium capture efficiency	Tritium capture efficiency	
20 µm	1.	10.20 %	11.10 %	0.90 %
	2.	12.38 %	12.24 %	0.14 %
0.4–0.8 mm	3.	15.48 %	15.27 %	0.21 %
	4.	38.30 %	36.93 %	1.36 %

← **Tab. 4:** Comparison of tritium capture efficiencies from the results of the two workplaces (NBCDI and ÚJV Řež)

sten pellets had an effect on the overall efficiency of the process.

The results are similar for both measurements. Considering the significantly higher tritium capture efficiency in the fourth experiment, the resulting efficiency was determined by the median of the partial values. The median value of the tritium capture efficiency for the whole condensing system is 13.82%. From the Table 4 above, it is evident that the resulting measurement values are relevant and with good reproducibility. A graphical presentation of the relative tritium capture in the condensation system can be seen in Figure 4 below. The graph compares the resulting values of the relative tritium capture from the two sets of results.

The graph shows that the measurement at ÚJV Řež shows more activity detected in the second stage of CS compared to the measurement at NBCDI. This difference in the measured values can be explained by the use of a different scintillation cocktail during the analysis, which may affect the measurement of samples with low activity. Furthermore, the difference may be due to the setting of the measurement range, which is also limited by the low activity of the aqueous samples.

4. CONCLUSIONS AND DISCUSSION

Experiments have been carried out in this research to confirm the possibility of using MSO technology to recycle tritium from nuclear fusion plant waste in the form of tritiated tungsten dust. Based on the knowledge of the input and output activity, it was possible to reliably determine the efficiency of the tritium recovery process from contaminated wolfram pellets using MSO technology under given conditions. The median value of the partial efficiencies of

the process is 13.82%. This value is increased by the efficiency of the fourth experiment, which reached a value of 37.62%. In this partial experiment, the technology setup was changed by adding a vacuum pump on the pipeline beyond the condensation system. This change had a large positive impact on the process efficiency. The results show the possibility of processing tritium-contaminated tungsten pellets using MSO technology with tritium capture in the condensation system.

The tritium is leaving the reaction in gaseous form. Tritium tends to adhere to and penetrate the materials with which it comes into contact. In the case of processing real tritiated tungsten dust, it would be advisable to use materials that minimize this tritium retention effect.

Compared to conventional thermal detritation methods, the use of MSO technology appears to be advantageous in terms of the release of all tritium content due to the chemical reaction of tungsten particles with the alkaline carbonate melt to form tungstate salts. In contrast to the high temperature detritation used for the contaminated material from the JET reactor in study [9], residual activity in the contaminated samples was measured after the process. Also, the treatment of tritiated material by MSO technology does not require any additional intermediate steps to convert tritium from contaminated solid material into tritiated water as in the high temperature process and can operate at lower temperatures. The parameters of the method also suggest an easier and more continuous application for larger volumes of radioactive waste to be processed. With a higher technical adaptation of MSO technology to the purpose of tungsten detritation, higher efficiencies would probably be achieved.

As a follow-up work, a series of experiments could be carried out based on the methodology applied for the fourth experiment. Furthermore, it would be possible to carry out experiments

with real tritiated tungsten dust from experimental fusion reactors or with other types of tritiated fusion waste.

References

[1] P. Kulhánek, Úvod do teorie plazmatu, Praha, 2017

[2] „What is plasma?“, 2024. [Elektronski]. Available: https://www.psfc.mit.edu/vision/what_is_plasma. [Poskus dostopa 11 4 2024]

[3] „ITER“, [Elektronski]. Available: <https://www.iter.org/>. [Poskus dostopa 2022 11 1]

[4] C. B. L. B. G. Federici, „Overview of the DEMO staged design approach in Europe,“ Nuclear fusion, Izv. 59, št. 6, 30 4, 2019

[5] „The state of the art for DEMO“, 4 6 2022. [Elektronski]. Available: <https://euro-fusion.org/eurofusion-news/the-state-of-the-art-for-demo/>. [Poskus dostopa 12 10 2022]

[6] European Research Roadmap to the Realisation of Fusion Energy, EUROfusion, 2018

[7] S. Entler, Budoucnost energetiky: jaderná fúze, Středisko společných činností AV ČR, 2019

[8] T. R. Griffiths, MOLTEN CARBONATE TREATMENT OF ION-EXCHANGE RESINS AND OTHER WASTES, UK: Redston Trevor Consulting Ltd, 2008

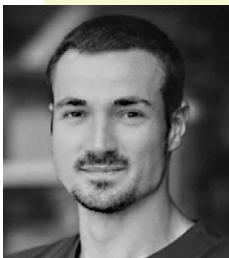
[9] M. &. B. J. &. R. S. Damjanovic, „Detritiation of JET Beryllium and Tungsten“, Fusion Science and Technology, Izv. 12, pp. 1–7, 2023

[10] V. Smolík, „Hypervapotron – High Heat Flux Cooling Technology“, 2022

The presented work has received funding from the Euratom research and training programme 2019–2020 under grant agreement No. 945098 and Institutional Support from the Ministry of Industry and Trade of the Czech Republic.

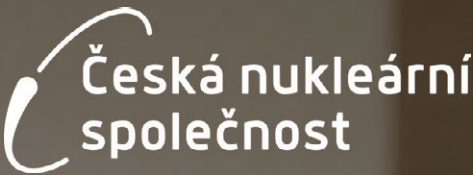
The presented results were obtained using the CICRR infrastructure, which is financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sports – project LM2023041.

The presented work has been realized within Institutional Support by Ministry of Industry and Trade of the Czech Republic.



Ing. Martin Vacek
rypak99@gmail.com

I began my university studies at the Czech Technical University in Prague, specializing in Mechanical Engineering, where I successfully completed the state exam. Following this, I pursued further studies in Nuclear Power Engineering Equipment. During my master's programme, I gained hands-on experience working at the Research Centre Řež, where I also conducted research for my master's thesis. A significant moment in my academic journey was a five-month study internship in South Korea at the KEPKO International Nuclear Graduate School, which allowed me to acquire valuable insights and skills that I now apply in my professional career.



ODBORNÁ JADERNÁ KONFERENCE

23.–24. ŘÍJNA 2025
BRNO, HOTEL AVANTI

70 LET JADERNÉHO PROGRAMU V ČESKOSLOVENSKU

- ▶ Podpora provozu a vyřazování JE
- ▶ Configuration Management
- ▶ Využití projektových rezerv bloků JE
- ▶ Nové technologie v energetice
- ▶ Sekce Young Generation

REGISTRACE EARLY BIRD DO 30. 6.

www.nusim.cz



BWRX-300 – jediný malý modulární reaktor varného typu

Ing. Petr Neuman, CSc., Ing. Josef Královec, Ph.D.

členové spolku Jaderní veteráni

Článek je motivován úvahami o využití malých modulárních reaktorů. Mezi nejslibnějšími projekty je v současnosti pouze jeden reaktor varného typu, BWRX-300 od firmy GE Hitachi. Reaktory BWR jsou součástí světové jaderné energetiky, ale v zemích, které s nimi nemají zkušenosti, včetně České republiky, přetrvává skepse ohledně jejich bezpečnosti. Článek popisuje vývoj BWR až po BWRX-300, který splňuje hlavní atributy SMR: jednoduchá konstrukce, použití osvědčených prvků, technologické a bezpečnostní systémy založené na přírodních silách, nezávislost na externím napájení. BWRX-300 se řadí mezi vážné kandidáty na realizaci v Kanadě a Evropě, např. v Polsku, Estonsku a v některých skandinávských zemích.

The article is motivated by considerations of the use of small modular reactors. Among the most promising projects at present, there is only one boiling-type reactor, the BWRX-300 from GE Hitachi. BWR reactors are part of the world nuclear power industry, but in countries that have no experience with them, including the Czech Republic, scepticism about their safety persists. The article describes the development of BWRs up to the BWRX-300, which meets the main attributes of SMRs: simple design, use of proven elements, technological and safety systems based on natural forces, independence from external power supply. The BWRX-300 is among serious candidates for implementation in Canada and Europe, e.g. in Poland, Estonia, and some Scandinavian countries.

1. Úvod

Poté, co jaderná energie byla uznána jako bezuhlíkový energetický zdroj, stala se předmětem obnoveného zájmu průmyslu a energetiky a veřejnost k ní zaujala příznivější postoje. Není vyloučeno, že k tomu přispěla i medializace „malých modulárních reaktorů“, SMR, včetně pojmu „malé“, který může vyvolávat představu menšího rizika a snazší, rychlejší a levnější výstavby takového jaderného zařízení.

Současné energetické studie naznačují, že malé a střední modulární reaktory se mohou uplatnit v nízkouhlíkové energetice, zejména při nahrazování uhelných elektráren a tepláren. Databáze MAAE eviduje cca 80 typů SMR převážně jen na úrovni koncepčních návrhů nebo technických řešení. Od samého počátku bylo zřejmé, že reálné vyhlídky na realizaci budou mít projekty založené na ověřených technologiích, tj. reaktory chlazené a moderované lehkou vodou – tlakovodní (PWR) a varné (BWR). Velký zájem a očekávání vzbudily projekty SMR tohoto typu, rozpracované v USA a podporova-

né vládou, NRC a lokálními investory, ale jejich realizace byla pozastavena nebo zrušena. Efektivní přístup byl zvolen ve Velké Británii, kde ve veřejné soutěži, vypsané vládou, byly vybrány čtyři typy pokročilých jaderných reaktorů k další podpoře a rozpracování, a to tři typu PWR (SMR Holtec, Westinghouse a Rolls-Royce) a jeden typu BWR (GE Hitachi). V Evropě je mezi investory největší zájem o Rolls-Royce SMR a GE Hitachi BWRX-300; na tento varný typ se zaměřuje i jaderná energetika v Kanadě, a to i přes původní plány pokračovat ve zdokonalování u nich ověřených těžkovodních systémů CANDU.

Rovněž v ČR se portfolio malých modulárních reaktorů sledovaných Skupinou ČEZ postupně zúžilo na tři projekty – Rolls-Royce SMR, Westinghouse se SMR tlakovodního typu (PWR) a GE Hitachi se SMR varného typu. Počátkem března 2025 oznámila Skupina ČEZ, že se stala akcionářem společnosti Rolls-Royce SMR, jako další krok v dohodě o strategickém partnerství obou společností, jehož cílem je vývoj a zavá-

dění technologie malých modulárních reaktorů (SMR) společností Rolls-Royce SMR – s výhledem na možnost v ČR do roku 2050 instalovat až 3 GW výrobní kapacity tohoto SMR.

Při volbě Rolls-Royce SMR nepochybně hrála roli i dlouhodobá zkušenost ČR a ČEZ s tlakovodními reaktory, resp. s jadernými elektrárnami s reaktory VVER. Reaktory typu VVER, vyvinuté v bývalém SSSR, byly v ČR osvojeny a přizpůsobeny technologii inženýrských, výrobních a stavebních podniků i provozovatelů. Převážně vlastními kapacitami byly vybudovány jaderné elektrárny Dukovany (4 × VVER-440), Temelín (2 × VVER-1000) a dodáno zařízení pro jaderné elektrárny provozované v Maďarsku a na Slovensku i do dřívější NDR a Polska, jejichž výstavba byla zastavena.

A i když i projekt BWRX-300 byl nepochybně důkladně posuzován, mohla se při konečném výběru projevit i určitá skepse vůči neosvojené technologii a také bezpečnosti varných reaktorů obecně. Modulární reaktor GE Hitachi BWRX-300 i nadále zůstává ve sledovaném portfoliu ČEZ, a proto není od věci bližší seznámení s ním jako představitelem varných reaktorů BWR.

Článek přibližuje technologii varných reaktorů a jejich vývoj ve společnosti General Electric (od roku 2007 GE Hitachi) cestou jejich zjednodušování, až k plně ekonomickému systému Economic Simplified BWR (ESBWR) a následně k jeho úpravě na malý modulární reaktor BWRX-300.

Kromě toho se podrobněji věnuje technickému zařízení, které je specifické pro bloky BWR a zejména pro BWRX-300 – hlavním uzavíracím ventilům (Main Steam Isolation Valve), které jsou pro inovace a zvýšení bezpečnosti provozu jsou zásadní. Hlavní rychlouzavírací (izolační) ventil je chráněn patentem společnosti GEH (část 4.2).

Článek na příkladech ukazuje kontinuitu trvale „udržitelného“ vývoje bloků BWR GE Hitachi ve třech technických úrovních. Zprvu na vývojové řadě komplexních bloků BWR (část 2.1.), zadruhé na vývoji reaktoru a kontejnmentu (část 2.2., 2.3.), a v neposlední řadě na vývo-

ji hlavního integrovaného uzavíracího izolačního ventilu (část 4.1., 4.2).

2. Pozice BWR v energetice České republiky

Veřejně publikované zprávy o varných reaktorech (BWR) mohou u veřejnosti, dokonce i u odborné veřejnosti, implikovat závěr, že BWR jsou principiálně méně bezpečné než v Česku všeobecně známé a výhradně využívané typy PWR (v sovětském a ruském provedení označované jako VVER-440 JEDU, VVER-1000 JETE).

Příklady mediálně publikovaných informací o BWR pro širokou veřejnost lze rozdělit na dvě skupiny:

(a) Pozitivní

- jednodušší systém, pára jde z reaktoru přímo na turbínu – nepotřebují parogenerátory, kompenzátory objemu, nemají sekundární okruh. Málo komponent znamená menší počet míst poruchovosti.
- jsou provozovány při nižším tlaku i teplotě, tzn. menší akumulovaná termodynamická energie, menší namáhání tlakové nádoby a potrubí, provozně spolehlivější.

(b) Negativní

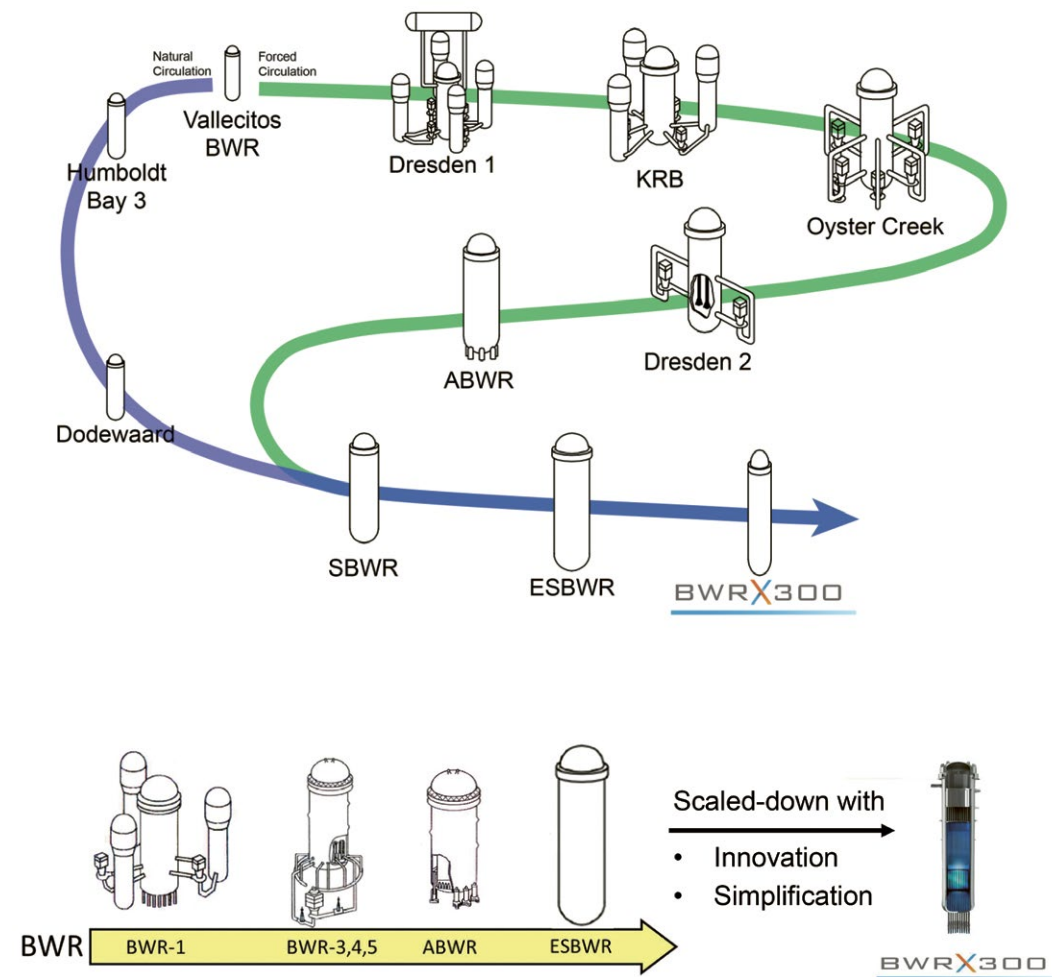
- bloky BWR mají jen jeden okruh primární (P.O.), nemají sekundární okruh (S.O.) který odděluje radioaktivní reaktorovou část od strojovny; pára z reaktoru jde přímo do turbíny ve strojovně – větší riziko proniknutí radioaktivity mimo budovu reaktoru,
- nedůvěra kvůli havárii reaktory typu BWR na japonské jaderné elektrárně Fukušima Daiiči, způsobené však extrémní vlnou tsunami,
- přetrvávající mylný názor na vliv dutinového koeficientu reaktivity na havárii reaktoru RBMK v Černobylu (tento typ kanálového reaktoru je moderován grafitem a dutinový koeficient reaktivity při varu vody je kladný, tj. zvyšuje reaktivitu, kdežto reaktor BWR je moderován lehkou vodou a dutinový koeficient při varu je záporný, tj. snižuje reaktivitu).



Obr. 1: Projektový vývoj reaktorů BWR podle cirkulace chlazení zelená linie – s nucenou cirkulací; modrá linie – s přirozenou cirkulací



Obr. 2: Historický vývoj průběžných konstrukčních zjednodušení BWR [7]



— Česko je vyspělá jaderná země se zkušenostmi s technologií PWR/VVER, nikoliv s reaktory BWR.

V současnosti se ve světě rychle vyvíjejí malé modulární reaktory označované SMR, které jsou mediálně (a mnohdy i koncepčně a strategicky) považovány za budoucnost jaderné energetiky, včetně náhrady uhelných elektráren a tepláren. I v této kategorii je na špičce vývoje SMR varného typu BWRX-300, plně srovnatelný s vyspělými tlakovodními SMR. I proto je vhodné seznámit českou odbornou veřejnost, jednak s varnými reaktory BWR obecně, neboť jsou po PWR druhým nejpoužívanějším typem ve světě, jednak s malým modulárním reaktorem BWRX-300, jediným SMR varného typu, o jehož realizaci se vážně uvažuje.

2.1 Přehled vývojových typů BWR a typických představitelů realizovaných JE BWR

Jak bylo uvedeno výše, proces vývoje BWR se ubíral směrem ke zjednodušení systému, tj. simplifikaci – odtud názvy posledních vývojových typů: SWBR (Simplified BWR), ESBWR (Economic Simplified BWR). Výkony BWR se zvyšovaly až k cca 1 600 MW_e; vlna zájmu o SMR vedla k projektu BWRX-300 s podstatně menším výkonem (300 MW_e).

Typickými představiteli jednotlivých generací BWR provozovaných na JE jsou:

- Dresden 1 (tlaková nádoba reaktoru plus pět tlakových nádob, čtyři vnější čerpadla),
- BWR-1/KRB (tlaková nádoba reaktoru plus tři tlakové nádoby, tři vnější čerpadla),
- BWR-2/Oyster Creek (tlaková nádoba reaktoru, čtyři vnější čerpadla),

- Dresden 2/BWR-3,4,5 (tlaková nádoba reaktoru, dvě vnější čerpadla),
- ABWR/BWR-6 (tlaková nádoba reaktoru, několik vnějších čerpadel připojených na TNR což eliminuje propojovací potrubí).

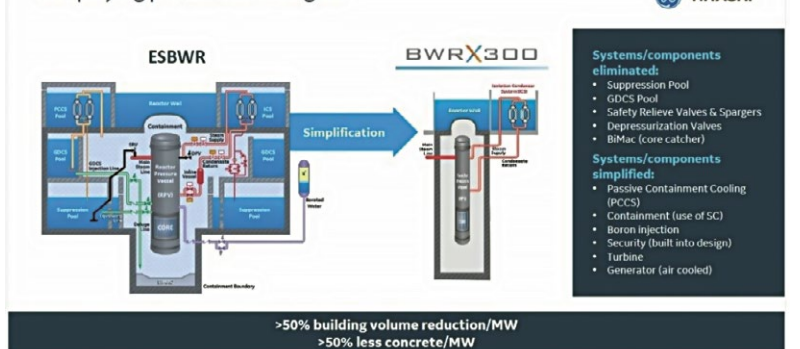
Poslední vývojové zjednodušené bloky s přirozenou cirkulací:

- SBWR, ESBWR (jedna tlaková nádoba); ESBWR obdržel licenci US NRC, dosud nerealizován (ani SWBR);
- BWRX-300 alý modulární reaktor, odvozený od ESBWR; pro výstavbu budoucích jaderných bloků SMR (Darlington New Nuclear Project aj.).

Obr. 1 a 2 ukazují vývoj reaktorů BWR. Většina provozovaných BWR používala oběh s nucenou cirkulací, včetně BWR-1 až BWR-6 a ABWR. Projekty s přirozeným oběhem mají samostatnou linii od JE Vallecitos přes Humboldt Bay a Dodewaard až k dosud nerealizovaným SBWR, ESBWR a BWRX-300. Následující obrázek 3 podrobněji srovnává zjednodušení reaktoru ESBWR a BWRX-300.

BWRX-300 je výsledkem šedesáti let vývoje a využívání technologie varných reaktorů, představuje desátou generaci BWR, konstrukčně nejjednodušší od doby, kdy General Electric (GE) začal v roce 1955 s jejich vývojem. Jeho bezprostředním předchůdcem je ekonomický zjednodušený varný reaktor (Economic Simplified BWR, ESBWR) o výkonu 1 520 MW_e, který v roce 2014 obdržel licenci Americké jaderné regulační komise (USNRC), avšak dosud nebyl nikde realizován.

Simplifying proven technologies

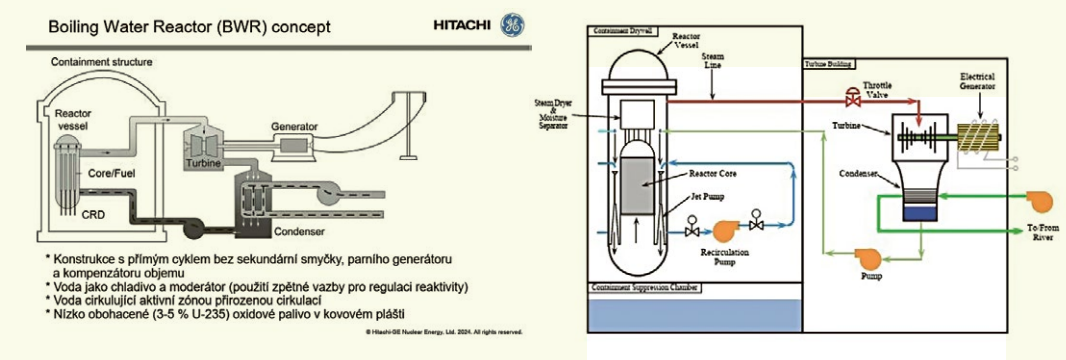


2.2 Varný reaktor BWR

Varné reaktory (BWR) byly vyvíjeny a posléze zaváděny jako energetické zdroje od 50. let 20. století prakticky souběžně s tlakovodními reaktory (PWR). Oba typy lehkovodních reaktorů, tj. chlazených a moderovaných lehkou demineralizovanou vodou, se vzájemně liší skupenstvím vody, vystupující z aktivní zóny (AZ); u PWR je zásadně v kapalném stavu, u BWR se chladicí voda při průchodu aktivní zónou ohřívá natolik, že se v ní vyvíjí pára. Směs vody a páry po výstupu z aktivní zóny vstupuje do dvou stupňů separace vlhkosti, kde jsou kapky vody odstraněny a sytá pára postupuje do parního potrubí a přímo do parní turbíny, která roztáčí připojený elektrický generátor. Po expanzi v turbíně je pára odváděna do kondenzátoru a kondenzovaná voda je čerpána napájecím čerpadlem přes regenerační ohříváky zpět do nádoby reaktoru. Vřazené recirkulační smyčky s recirkulačními čerpadly umožňují měnit průtok chladicí vody aktivní zónou a měnit výkon reaktoru. Jaderné zařízení s varným reaktorem tedy pracuje v přímém cyklu, při němž do parní turbíny



Obr. 3: Zjednodušení osvědčených technologií z bloku ESBWR a využití na BWRX-300 [4]



Obr. 4: Typické uspořádání jaderné elektrárny s reaktorem BWR [4]



Obr. 5: Schéma jaderné elektrárny BWR [1]

→
Tab. 1: Srovnání hlavních parametrů tlakových nádob (TN) PWR a BWR

Parametr	PWR			BWR	
	EPR	VVER-1500	Rolls-Royce SMR	ESBWR	BWRX-300 SMR
Výkon JE, MW _e	1 650	1 500	470	1 520	300
Provozní tlak, MPa	15,5	15,5	7,2	7,2	7,2
Teplota chladiwa výstupní, °C	320	320	290	290	290 °C
Výška TN, mm	13 083	12 500	11 300	27 600	27 000
Průměr TN, mm	4 870	4 960	500	7 100	4 000
Tloušťka TN, mm	250	230	–	182	13,6
Hmotnost TN, tun	520	430	220	853	650

vstupuje pára s určitou radioaktivitou, převážně od krátkodobých izotopů dusíku.

Dalším rozdílem oproti PWR je tvorba parních dutin v chladiwu, resp. v moderátoru v aktivní zóně. S tím související záporný dutinový koeficient má značný vliv na reaktivitu a výkon a na jejich axiální rozložení po výšce AZ. Tento efekt společně výzkumem bezpečnostních charakteristik varných reaktorů a jejich možného využití v energetice byl zkoumán v padesátých a šedesátých letech v programu Experimenty BORAX v národní laboratoři v Argonne (ANL). Bylo postaveno pět jaderných experimentálních zařízení BORAX-I až V, z nichž dva byly plánovaně zničeny (BORAX-I v rámci studia tavení aktivní zóny a BORAX-II v rámci studia kritičnosti na okamžitých neutronech). Experimenty dokázaly vysokou míru bezpečnosti těchto reaktorů. Na základě zařízení BORAX-I byl vyvinut vojenský varný reaktor a následně byla postavena první jaderná elektrárna BWR Vallecitos o výkonu 5 MW_e (1957), která potvrdila schopnost konceptu BWR úspěšně a bezpečně vyrábět elektřinu pro rozvodnou síť. Následovala první velká JE s BWR, Dresden 1 (1960) a další BWR poté prošly řadou evolučních změn s jediným cílem – zjednodušit projekt a funkci. U pokročilého varného typu (Advanced Boiling Water Reactor, ABWR, od roku 1996) byla zavedena vnitřní čerpadla, připojená přímo k samotné nádobě a tím byly zcela eliminovány externí recirkulační systémy se všemi jejich čerpadly, ventily, potrubím a tlumiči hluku.

Proces zjednodušení zatím vyvrcholil v projektech SWBR a ESBWR konstrukčním řešením s vyšší nádobou a menší aktivní zónou, což umožnilo dosažení přirozené recirkulace chladiwa bez použití jakýchkoli čerpadel; toto uspo-

řádání bylo použito i v projektu malého modulárního reaktoru BWRX-300.

Koncepce systému BWR měla přirozeně vliv na parametry a konstrukci vlastního reaktoru, resp. tlakové nádoby. Co do parametrů se to týkalo provozního tlaku, který je zhruba poloviční oproti tlakům v PWR, konstrukce reaktoru se vyznačuje většími rozměry tlakové nádoby a umístěním pohonů řídicích tyčí ve dně reaktoru a zasouváním tyčí zespodu do AZ.

S vývojem reaktorů BWR se vyvíjely i jejich kontejnmenty. První kontejnmenty BWR byly sférické „suché“ konstrukce; suché kontejnmenty kulového, a především válcového tvaru se dodnes používají v konstrukcích PWR. BWR se však rychle přeorientovaly na systém „potlačení tlaku“ s vodním bazénem pro jeho výhody, mezi nimiž jsou:

- vysoká tepelná kapacita,
- nižší projektový tlak,
- vynikající schopnost přizpůsobit se rychlému odtlakování,
- jedinečná schopnost filtrovat a zadržovat štěpné produkty,
- zajištění velkého zdroje snadno dostupného objemu vody pro případ nehod,
- zjednodušená kompaktní konstrukce.

2.3 Vybavení kontejnmentu

Kontejnmenty s potlačením tlaku se vyvíjely od tzv. žárovkové konfigurace (Mark I) ke kónické (Mark II) až k válcové (Mark III) konstrukci – u všech s velkým rezervoárem vody pro potlačení tlaku. Mark III je z nich nejjednodušší a je ve světě používán u všech projektů s BWR-6 a některých BWR-5 pro schopnost snášet dynamické zatížení při LOCA a vysokou těsnost.

Kontejnment ABWR je výrazně menší než kontejnment Mark III, neboť odstranění recirkulačních smyček se promítá do výrazně kompaktnější budovy reaktoru. Samotná konstrukce je železobetonová s ocelovým pláštěm. Kontejnment ESBWR má podobnou konstrukci jako ABWR, ale o něco větší, aby se do něj vešly pasivní systémy havarijního chlazení aktivní zóny (ECCS).

Vnitřní prostor kontejnmentu BWR je pod inertní atmosférou v podtlaku, což předchází riziku požáru, a také zabráňuje výbuchům vodíku v případě velké havárie, kdy vodík vzniká požárem zirkoniového pláště a rozkládá páru při teplotě nad 1 000 °C.

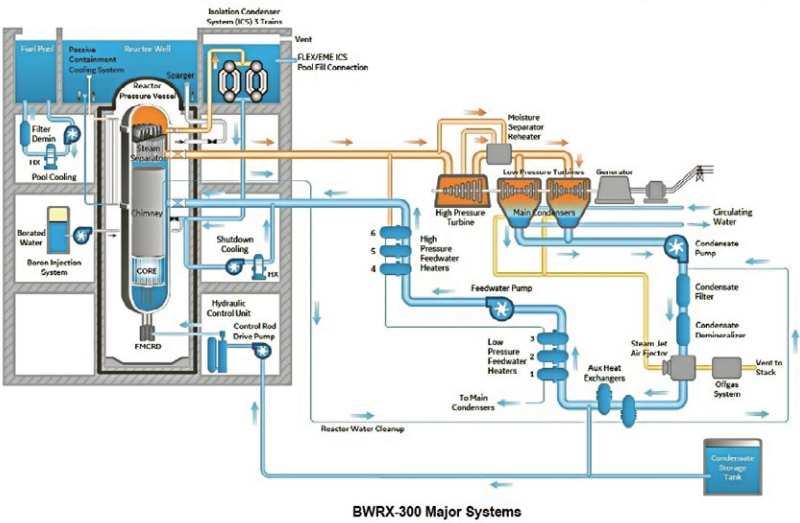
K vybavení patří i rekombinátory vodíku, které zafungují v případě, že se v ovzduší objeví plynný vodík (v kombinaci se vzduchem vytvářející třaskavou směs). Rekombinátory „vychytají“ vodík a podstatně tak snižují nebezpečí exploze hrozící havarijní událostí. Takto bohužel nebyly vybaveny bloky BWR v elektrárně Fukushima Daiiči při havárii v roce 2011. Nehodu tak zhoršilo méně účinné zadržování štěpných produktů.

3. Popis SMR BWRX-300

Pro SMR BWRX-300 jsou nejvýznamnějšími charakteristikami konstrukční Integrace TNR a modularizace celé elektrárny. Z pohledu finančního by investice do BWRX-300 měla být v přepočtu na vyrobenou megawatthodinu až o 60 % nižší ve srovnání s tlakovodními SMR, a s počtem objednávek by měla dále klesat. Podle údajů GE Hitachi by nižší měly být i provozní náklady. Provozní obsluhu BWRX-300 by mělo obstarávat pouze 75 pracovníků.

Což ovšem na druhé straně znamená, že relativní počet čtyři osoby/MW_e (300/75 = 4) je větší než u elektrárny Dukovany, která se čtyřmi bloky o celkovém výkonu 2 040 MW_e má celkem asi 700 zaměstnanců, a tedy relativně cca tři zaměstnance/MW_e (2040/700 = 2,9). Z tohoto porovnání a logické úvahy vyplývá, že SMR budou vyžadovat relativně více provozního personálu než velké bloky.

Zjednodušené schéma hlavních systémů BWRX-300 je uvedeno na Obr. 6. Mezi hlavní



komponenty reaktoru patří tlaková nádoba reaktoru (RPV), kontejnment, systém izolačního kondenzátoru (ICS) a pasivní chladicí systém kontejnmentu (PCCS).

Budova reaktoru, reaktor

Budova reaktoru a vlastně celý objekt jaderné elektrárny BWRX-300 je projektován s maximální pozorností na zajištění bezpečnosti proti přírodním i vnitřním událostem, a to i při snaze o minimalizaci nákladů na výstavbu i cenu výroby energie, jak je znázorněno na Obr. 8.

Reaktor, resp. tlaková nádoba je umístěna v budově reaktoru (Obr. 7) pod úrovní terénu. Obsahuje aktivní zónu (AZ) reaktoru (včetně regulačních tyčí a přístrojového vybavení), nosné konstrukce AZ (boční plášť, podpora pláště, horní vedení, deska AZ, vodicí trubky regulačních tyčí a podpěry s clonami), šachtu (komín) a sestavy separátoru a sušiče páry. Provozní tlak reaktoru je 7,2 MPa.

Hlavní bezpečnostní systémy

(a) Izolační kondenzátorový systém (ICS) na

Obr. 8 zajišťuje pasivní odvod zbytkového tepla na základě přirozené gravitační cirkulace. Pokud není k dispozici pravidelné chlazení, je RPV izolován od turbíny a hlavního kondenzátoru uzavřením hlavních parních izolačních ventilů. ICS sestává ze tří samostatných větví zahrnujících výměník tepla (izolační kondenzátor) ponořený v bazénu umístěném nad reaktorem. Výměník

↑
Obr. 6: Hlavní systémy BWRX-300 [2]

→
Tab. 2: Porovnání polotlouštěk olovnatého skla a olova pro vybrané energie záření gama

Prvek/Funkce/Parametr	ABWR	ESBWR	BWRX-300
Typ elektrárny	přímý cyklus BWR	přímý cyklus BWR	přímý cyklus BWR
Hrubý elektrický výkon JE	~1 350 MW _e	~1 520 MW _e	~300 MW _e
Tepelný výkon reaktoru	3 926 MW _t	4 500 MW _t	870 MW _t
Cirkulace chladiva v reaktoru	vnitřní čerpadla	vnitřní čerpadla	přirozená cirkulace
Provozní tlak reaktoru	7,2 MPa (abs)	7,2 MPa (abs)	7,2 MPa (abs)
Tlaková nádoba reaktoru (TN)	svařované kované prstence	svařované kované prstence	svařované kované prstence; přivařené uzavírací ventily
Průměr TN (vnitřní)	7,1 m	7,1 m	4 m
Výška TN (vnitřní)	21 m	27,6 m	26 m
Typ paliva	GE14	GNF2e	GNF2
Počet palivových článků	872	1 132	240
Typ řídicí tyče	křížový B+C nebo Hf	křížový B+C nebo Hf	křížový B+C nebo Hf
Typ pohonu řídicí tyče (CRD)	FMCRD	FMCRD	FMCRD
Počet řídicích tyčí	205	269	57
Úprava páry	AS-2B odlučovače páry	AS-2B odlučovače páry	AS-2B odlučovače páry
Sušič páry	Chevron	Chevron	Chevron
Typ primárního kontejnmentu	železobetonová konstrukce	železobetonová konstrukce	konstrukce z kompozitního ocelového plechu
ECCS	3 větve	pasivní	pasivní
Způsob uzavření (izolace)	aktivní systém chlazení	izolační kondenzátory, pasivní	izolační kondenzátory, pasivní
Chlazení při odstavení reaktoru	3dílný systém odvodu tepla	Non-safety-related	Safety-Class 3 (SC3)
Chladicí systém primární kontejnmentové nádoby	3dílný systém odvodu tepla	pasivní	pasivní
Nouzové napájení střídavým proudem (AC)	tři dieselgenerátory (bezpečnostní)	nesouvisející s bezpečností	dva dieselgenerátory SC3
Řízení a instrumentace (I&C)	digitální, multiplex, optická vlákna	digitální, multiplex, optická vlákna	digitální, vláknová optika, diversní analog DL4a
In-core měření	systém s vnitřními in-core sondami	pevné in-core gama termometry (GT)	pevné in-core termometry (GT)
Řídicí dispečink	podle operátora	podle operátora	podle operátora

tepla je připojen k RPV potrubím přívodu páry a zpětného kondenzátu. ICS se automaticky aktivuje, když je tlak RPV vyšší než normálně, nebo když hladina chladicí kapaliny v RPV klesne nebo se tlak v kontejnmentu zvýší (indikuje LOCA). Dvě ze tří větví ICS jsou potřeba ke zvládnutí účinků LOCA a mohou odvádět teplo po dobu sedmi dnů bez zásahu obsluhy. Každá větev ICS má kapacitu odvodu tepla přibližně 33 MW.

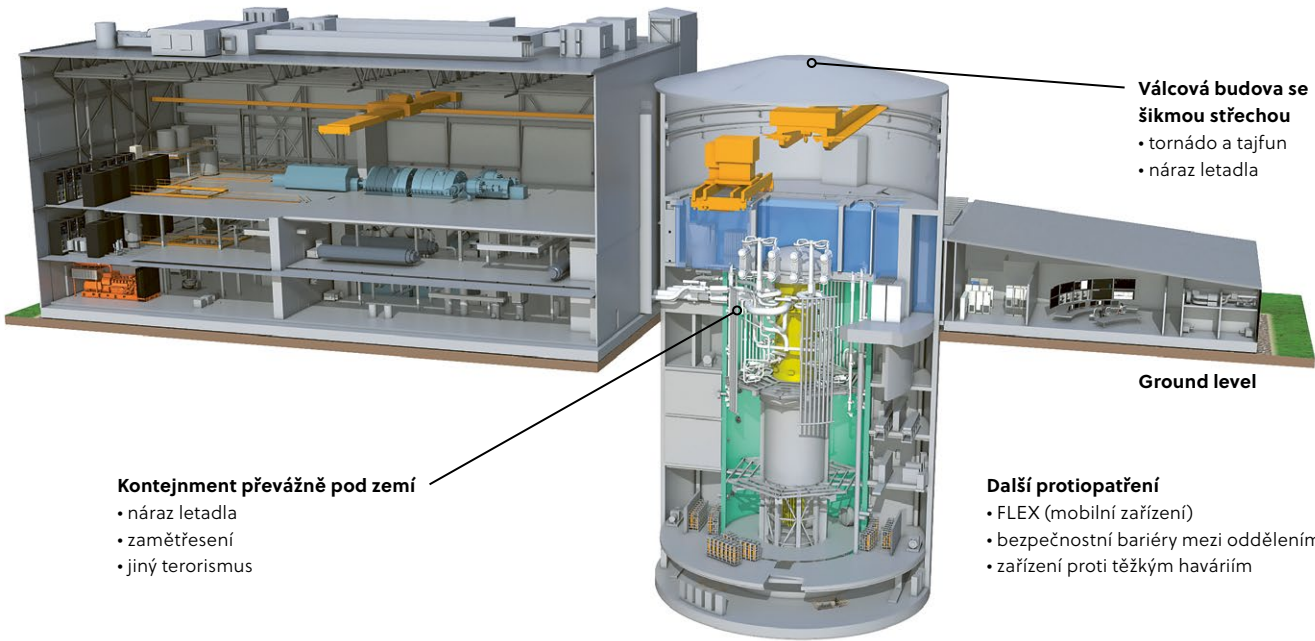
(b) Pasivní systém chlazení kontejnmentu (PCCS) je znázorněn na Obr. 9. Slouží k omezení teploty a tlaku v kontejnmentu a k zabránění úniku radioaktivity do životního prostředí. Systém se

skládá ze tří nezávislých soustav nízkotlakých výměníků tepla uvnitř kontejnmentu a bazénů umístěných nad kontejnmentem. PCCS je plně pasivní a je vždy v pohotovostním režimu.

BWRX-300 – SMR jako vývojová verze velkého bloku ESBWR

V roce 2014 byl NRC certifikován projekt Ekonomický zjednodušený varný reaktor 1 520 MW_e (Economic Simplified Boiling Water Reactor – ESBWR), jeho autorem byla firma GE Hitachi Nuclear Energy (GEH).

V květnu roku 2019 byla Kanadskou komisí pro jadernou bezpečnost CNSC zahájena revize technologie reaktoru BWRX-300. Téhož roku



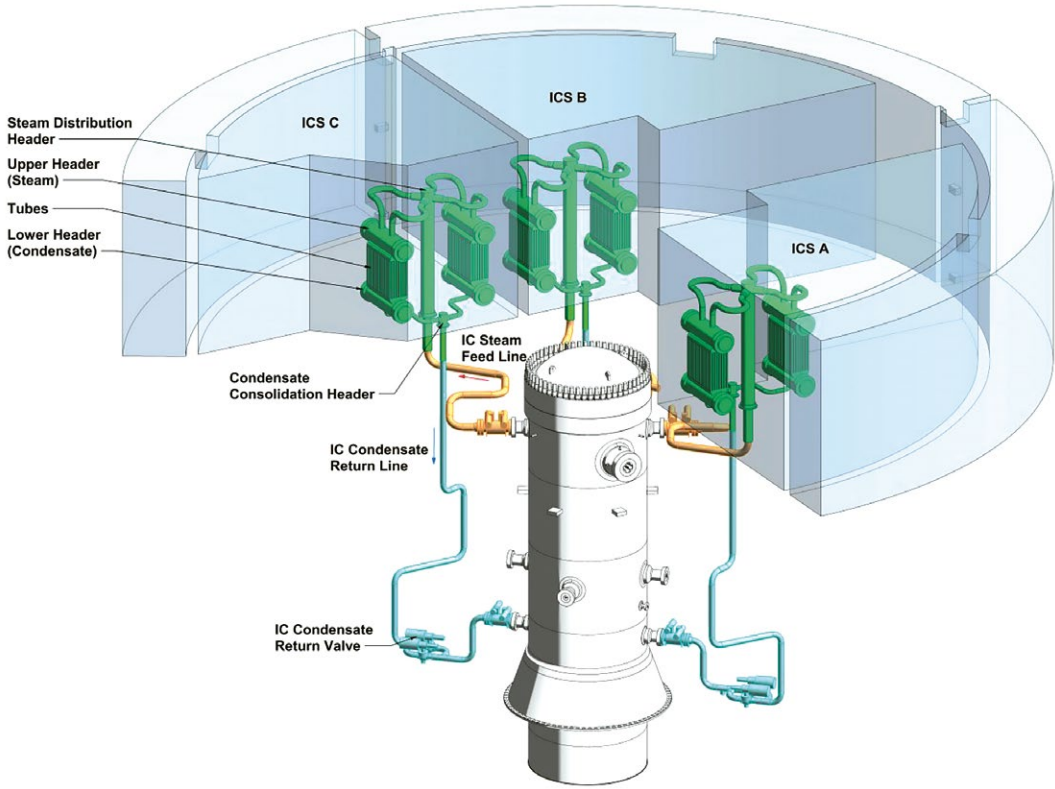
společnost GE Hitachi předložila americké jaderné regulační komisi NRC první licenční technickou zprávu pro reaktor a bylo tak zahájeno licencování v USA.

V říjnu roku 2019 společnost GE Hitachi podepsala smlouvy o spolupráci za účelem zjištění využitelnosti SMR v Estonsku a Polsku.

Z bloku ESBWR byl převzat apel na pasivní bezpečnostní systémy, stejně tak počítá pouze s přirozenou cirkulací chladiva primárního okruhu. Bezpečnostní systémy však byly značně vylepšeny, větší roli také dostala prevence nehod. Rovněž byla zvětšena reaktorová nádoba pro snížení hustoty výkonu, prodloužena životnost a doba mezi odstávkami, zvýšena možnost re-

↑
Obr. 7: Opatření proti přírodním katastrofám a terorismu [4]

↓
Obr. 8: Izolační kondenzátorový systém (ICS) [2], [3]



Tab. 3: Vybrané bezpečnostní a stavební charakteristiky BWRX-300

Obr. 9: Systém pasivního chlazení kontejneru (PCCS) [2]

Bezpečnostní systémy a charakteristiky BWRX-300	
Zastavení reaktoru	tři větve s diverzními záložními systémy pro hydraulický scram a elektrické ovládání ŘT
Vstřikování do aktivní zóny	2 × 100 %, vysokotlaké, přes systém pohonů ŘT, bez vstřiku pro LOCA
Odvod zbytkového tepla	2 × nezávislé větve po 100 %
Havarijní chlazení (ECCS)	3 × 100 % pasivní větve
Izolace kontejnmentu	3 × 100 % diverzní záložní větve
Chlazení kontejnmentu	2 × nezávislé větve po 100 %
Pasivní kontejnment	3 × 100 % pasivní větve (vždy v pohotovosti)
Nouzové AC napájení	dva diesely bez bezpečnostní kvalifikace
Záložní DC kapacita (baterie)	72 hodin
Okamžitý zásah operátora	není potřeba
Nejkratší čas následného zásahu	24 hodin
Frekvence poškození AZ, CDF	<1E-7
Frekvence velkého úniku, LFR	<1E-8
Údaje ke stavbě	
Zóna havarijního plánování, EPZ	0,5 km (v hranicích JE)
Plocha JE (zastavěná)	9 800 m ²
Plocha areálu JE (oplocená)	27 100 m ²
Doba výstavby (n-tý projekt)	<30 měsíců od prvního betonu po kritičnost
Kapitálové náklady (odhad)	2 250 \$/kW _e pro sériovou výrobu
Stav licencování	předlicencování zahájeno

gulace výstupního výkonu, snížena pořizovací cena, sníženy provozní náklady a také doba výstavby. Průměrný hrubý elektrický výkon je uváděn jako 1 600 MW_e. Výrobce udává, že se jedná o nejbezpečnější typ lehkovodního reaktoru na světě. SMR BWRX-300 je výsledkem výrazného zmenšení a zjednodušení.

Čerpadla pro cirkulaci vody v reaktoru

V případě variant s nucenou cirkulací je reaktor vybaven čerpadly. U starších typů reaktoru se tato čerpadla nacházela mimo reaktor a měla klasické asynchronní motory, u novějších (u GEH od BWR-3, u ostatních firem již

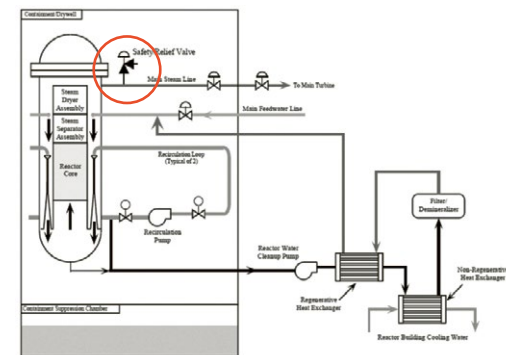
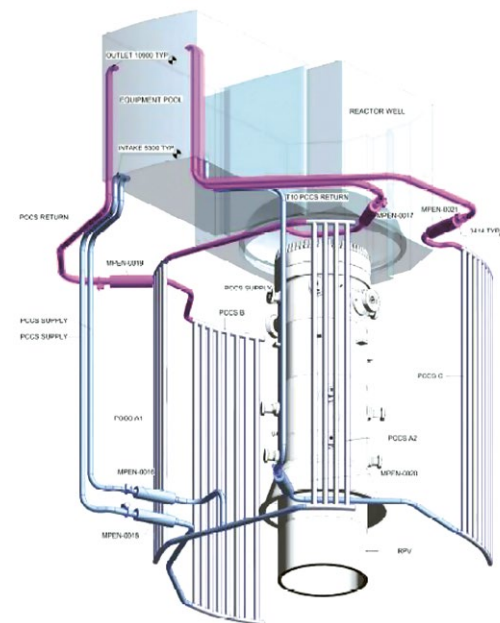
u prvních typů) jsou čerpadla integrována v tlakové nádobě a mají tzv. mokré asynchronní motory. K nim je proud dodáván přes frekvenční měniče, tudíž je možné průběžně měnit jejich výkon a tím i množství vody tekoucí do reaktoru. Toto množství pak ovlivňuje množství vodní páry v reaktoru, na němž závisí moderace, a tudíž i výkon reaktoru.

Použití integrovaných čerpadel snižuje celkovou délku potrubí, což snižuje tlakové ztráty a množství ionizujícího záření, a zamezuje únikům vody přes ucpávky. Výhodou externích čerpadel je pak jednodušší přístup k nim, vyšší účinnost a také jejich jednodušší výměna.

3.1 Technické vlastnosti a řešení BWRX-300

Komponenty primárního okruhu integrálně vložené do reaktorové nádoby umožňují využívat přirozenou cirkulaci chladicí vody a pasivní dochlazování aktivní zóny, což rovněž eliminuje vznik LOCA. Kondenzace páry a přirozená konvekce zajišťují pasivní chlazení aktivní zóny po dobu sedmi dní bez elektrické energie nebo bez zásahu obsluhy během mimořádné situace.

Na parním výstupu z reaktoru do turbíny jsou umístěny „Bezpečnostní/Pojistné ventily“ – typově ukázány na Obr. 10, které jsou klíčovými prvky v zajištění úniku radioaktivity z primárního okruhu.



Vybraná zařízení a systémy BWRX-300 zabezpečující odvod tepla (ve formě páry) z reaktoru:

A. Vyvedení páry do turbíny.

Pro typ BWR se pára pro TG generuje přímo v reaktoru a není zde vložený PG, který by rozděloval aktivní a neaktivní médium. Z tohoto důvodu je kladen větší důraz na těsnost a radiační bezpečnost na strojně. V rámci radioaktivních složek v páře má i turbínová část stínění a musí se počítat i s kontaminací potrubí, ventilů a dalších částí aktivovanými produkty.

B. Rychločinné armatury.

Pro události LOCA využívá BWRX-300 redundantní rychločinné armatury uchycené na vnějším povrchu TNR, které okamžitě izolují reaktorovou nádobu a zabrání tak úniku chladiva z AZ. Tyto ventilové systémy jsou přes přírubu přišroubovány na reaktorové nádobě, zatímco starší generace GEH BWR měly ventily umístěné na potrubních trasách. Toto řešení BWRX-300 má minimalizovat události LOCA, jelikož pravděpodobnost vzniku netěsnosti na tlakové nádobě reaktoru je nižší než na potrubních trasách.

C. Odvod zbytkového tepla po havarijním odstavení

je realizován pasivními chladícími smyčkami, které odvádí teplo z reaktoru do pasivních kondenzátorů. Ty se nachází v bazénu a odparem do atmosféry odvádí teplo. Systém má redundanci $3 \times 100\%$ a je uveden do provozu otevřením jedné rychločinné armatury

System odvodu zbytkového tepla je víceúčelový systém s několika provozními režimy, z nichž každý využívá stejné hlavní části zařízení (víceúčelovost lze doložit tím, že schéma

odpovídá doplněnému Obr. 5 a modifikované-
mu Obr. 10).

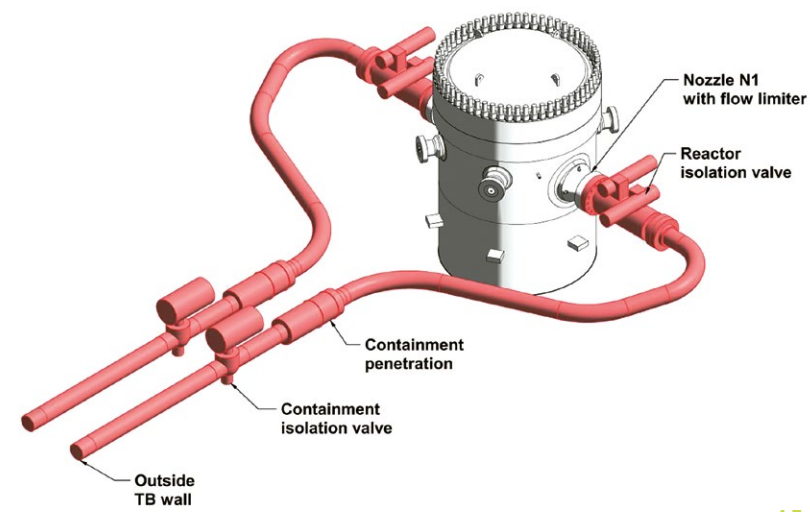
Když je reaktor odstaven, aktivní zóna bude stále generovat rozpadové teplo. Teplo je odváděno obtokem turbíny a vypouštěním páry přímo do kondenzátoru. Režim chlazení vypnutím systému odvodu zbytkového tepla (RHR) se používá k dokončení procesu ochlazování, když tlak klesne na přibližně 50 psig (0,34 MPa). Voda je čerpána z recirkulační smyčky reaktoru přes tepelný výměník a zpět do reaktoru přes recirkulační smyčku. Recirkulační smyčka se používá k omezení počtu průniků do nádoby reaktoru.

D. Nízkotlaké nouzové chladicí systémy aktivní zóny

Nízkotlaké nouzové chladicí systémy aktivní zóny se skládají ze dvou samostatných a nezávislých systémů, systému rozstřikování aktivní zóny a režimu nízkotlakého vstřikování chladicí kapaliny (LPCI) systému odvodu zbytkového tepla.

System rozstřikování aktivní zóny se skládá ze dvou samostatných a nezávislých čerpacích smyček, z nichž každá je schopna čerpat vodu z tlumicí nádrže do nádoby reaktoru. Chlazení aktivní zóny se provádí rozstřikováním vody na horní části palivových souborů.

Nízkotlaký režim vstřikování chladiva systému odvodu zbytkového tepla poskytuje doplňovací vodu do nádoby reaktoru pro chlazení aktivní zóny za podmínek havárie ztráty chladiva, a je dominantním režimem s normální



Obr. 10: Systém čištění vody v reaktoru, červeně zakroužkovány pojistné ventily

Obr. 11: Hlavní parní potrubí s pojistnými ventilovými armaturami na vstupu i výstupu [2]

konfigurací sestavy ventilů systému odvodu zbytkového tepla. Nízkotlaký režim vstřikování chladicí kapaliny funguje automaticky tak, aby jednak obnovil a v případě potřeby udržoval zásobu chladicí kapaliny reaktorové nádoby, aby se za druhé předešlo teplotám pláště paliva přesahujícím 2 200 °F (1 204,4 °C). Během provozu nízkotlakého vstřikování chladiva odebírají čerpadla pro odvod zbytkového tepla vodu z tlumicí nádrže a vypouštějí ji do nádoby reaktoru.

3.2 Turbogenerátor, odběr tepla pro vytápění

Parní turbína je součástí primárního okruhu. Turbína a související potrubí musí být vybavena stíněním, neboť do ní z reaktoru pronikají radionuklidy. Generátor elektrické energie je umístěn mimo stínění turbíny. Parní turbína GE BWRX-300 je kondenzační a má 3 000/3 600 ot/min, je jednohřídelová, tandemová, impulsní reakční, dvoustupňová s přihříváním. Ucpávková pára jde do prostupů hřídele a skříňě turbíny, na včetně uzavíracích a regulačních ventilů turbíny, na obtokové ventily a mezilehlé uzavírací ventily, a to proto, aby se zabránilo úniku radioaktivní páry a vnikání vzduchu přes podatmosférické ucpávky turbíny.

Hermetizace primárního okruhu – nádoby reaktoru, je standardně řešena u všech JE. Z pohledu BWR je však nutné navíc hermetizovat také turbínu a strojovnu, zejména při od-

běru energie mimo elektrárnu. Dodávka tepla pro dálkové vytápění nebo pro průmysl bude realizována odběrem z turbíny přes vložený výměník tepla, v němž bude oddělena kontaminovaná pára z okruhu turbíny od čistého teplosného média (pára, horká voda), proudícího potrubím k místu spotřeby.

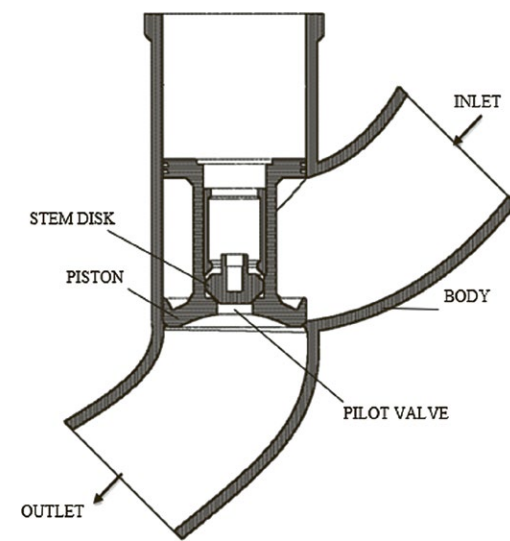
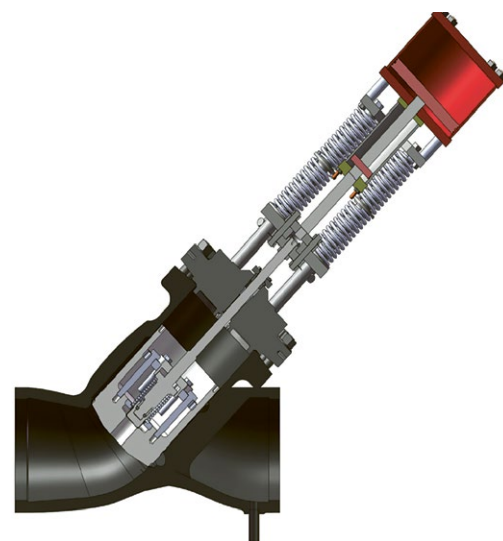
3.3 Balance of Plant

Primární okruh BWRX-300 vychází z osvědčené konstrukce bloků ABWR a ESBWR. Hlavními komponenty okruhu jsou tlaková nádoba reaktoru (RPV), pohony řídicích tyčí, řídicí tyče, vnitřní části pro uložení AZ, separátory a sušiče páry. Pára z reaktoru proudí hlavním potrubím přímo do turbíny, po expanzi postupuje do systému kondenzátoru a napájecí vody, napájecími čerpadly se přes ohříváče vrací na vstup do RPV.

4. Bezpečnostní požadavky BWR

U všech jaderných elektráren se od řídicích a bezpečnostních (havarijních) systémů vyžaduje schopnost zajistit v případě potřeby při všech v projektu uvažovaných provozních a mimořádných událostech následující úkony:

- zastavit štěpnou reakci a reaktor v tomto stavu udržovat po potřebnou dobu;
- zajistit bezpečné chlazení a odvod zbytkového tepla z aktivní zóny;
- zabránit únikům radioaktivních látek nad příslušné povolené limity;



- novým se v poslední vývojové etapě stává přístup, kdy se z bezpečnostního řetězce stále více omezují aktivity člověka (jako jednoho z nejslabších článků, který je přes vysokou kvalifikaci ovlivnitelný mnoha vnějšími faktory) a jsou nahrazovány především diverzifikovanými pasivními a inherentními bezpečnostními prvky.

Reaktory a elektrárny BWR patří z hlediska počtu okruhů teplosného média mezi reaktorem a turbínou mezi jednookruhové elektrárny, kde chladivo reaktoru je zároveň pracovní látkou v turbíně.

Výhodou jednookruhového uspořádání je obecně jednodušší tepelný cyklus i jeho vyšší účinnost, neboť odpadají ztráty vznikající v tepelných výměnících (parogenerátory) a s nimi souvisejícími technologiemi. Pára na vstupu do turbíny tak může mít vyšší parametry.

Nevýhodou jednoho okruhu je průchod chladiva obsahujícího radioaktivní látky všemi hlavními částmi jaderné elektrárny. To vyvolává nutnost zvláštních bezpečnostních opatření i zvýšení nároků na spolehlivost a životnost. Zařízení strojovny je trvale kontaminováno a během provozu je zpravidla nepřístupné.

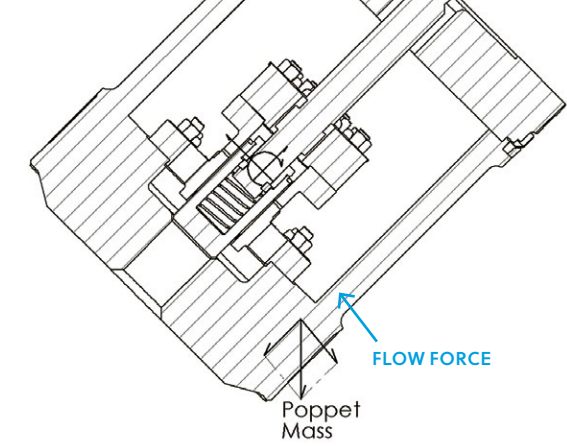
4.1 Inovativní stabilizace těsnicího „talíře“ ventilu pro průtok

Standardní design neposkytuje dostatečné opatření pro udržení stabilní polohy „talíře“ při proudění média, protože se vytvářejí napěťové cykly v oblasti dřívku ventilu.

Za podmínek bez toku média vytváří „talíř“ kombinované tahové zatížení a moment způsobený hmotností kuželky gravitací. Obr. 13.a znázorňuje schéma volného tělesa v tomto stavu, včetně hmotnosti „talíře“ působícího dolů pouze vlivem gravitace.

Za podmínek s tokem média pára proudí skrz MSIV a vytvoří zvedající sílu. V závislosti na velikosti průtoku se může vyvinout dostatečná síla k překonání gravitační zátěže a tato síla zvednutý „talíř“ přitlačí proti horním žebřům krytu Obr. 13.b (modrá síla od průtoku).

Na základě reálných provozních měření a kontrol ventilů MSIV bylo zjištěno, že proudění vytváří nestabilní zvedací sílu, která způ-



Obr. 13: Schéma volného tělesa ventilu pouze s působením gravitace / gravitace a průtoku média [5]

sobí, že zatížení na „talíř“ osciluje mezi dvěma stavy. Změny napětí způsobí napěťovou únavu v místě „talíř–dřív“ a potenciálně smykové napětí v tomto místě.

Aby eliminovala možnost zlomení dřívku v důsledku vibrační napěťové únavy, společnost Trillium vyvinula modifikaci podle [5], která stabilizuje „talíř“ tím, že jej těsně přitáhne ke spodnímu sedlu a eliminuje funkci horního krytu. Slovní stručný popis je doplněn výkresem na Obr.13.

Popis inovativních ventilů je velmi stručný, a proto pro pochopení čtenářů jsou doplněny podrobnější výkresy na Obr. 14.

4.2 Izolační ventily BWRX-300

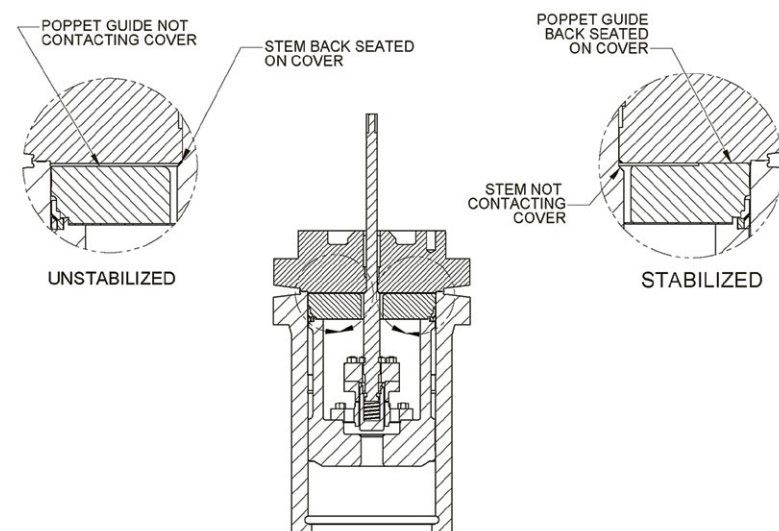
Při přechodu z velkých bloků BWR do kategorie SMR BWRX-300 bylo použito průlomové inovace (doslova „brakethrough innovation“) Integral Reactor RPV Isolation Valve (RIV), která je údajně patentovaná společností GE Hitachi.

Zařízení a přístroje RIV jsou navržena redundantně pro BWRX-300, a představují důležitou součást strategie zmírnění LOCA. BWRX-300 je navržen a licencován tak, aby eliminoval neizolovatelné LOCA pro praskliny potrubí větší než 19 mm (3/4 palce) jmenovité velikosti potrubí. Tato inovace umožňuje jednodušší pasivní bezpečnostní systémy, kompaktnější kontejnment, a jednodušší RB (reactor building) ve srovnání s předchozími generacemi BWR.

Konstrukce izolačního ventilu BWRX-300 RPV má následující vlastnosti:

- dvojité čtvrtotáčkové izolační ventily integrálně připojené ke každé procesní trysce RPV > 19 mm,
- redundantní, nepropustné ventily, které jsou odolné proti CCF a bezpečné při selhání, protože ztráta výkonu nebo hydrauliky/vzduchu vede k uzavření ventilů,

→
Obr. 12: Třídílné těleso Trillium ventilu MSIV používané na reaktorech BWR-5, ABWR, SBWR [5], [7]



↑
Obr. 14: Schéma volného tělesa ventilu, stav nestabilizovaný a stabilizovaný [5].

↓
Obr. 15: Sériově řazené parní izolační ventily reaktoru BWRX-300 [2].

- žádná porucha jediné součásti nebrání RIV v plnění jejich navržené funkce,
- automaticky ovládané pomocí ovladačů SC1.

RIV jsou umístěny na tryskách RPV pro subsystém MS, systém čištění vody reaktoru (CUW), přívodní a vratné potrubí systému ICS, hlavní ventil a systém FW. RIV omezují ztráty chladicí kapaliny při velkých a středních prasklinách potrubí.

Koncept RIV se skládá ze dvou RIV v sérii, kdy každý z RIV je samostatně schopen izolovat linku. Obecně platí, že při ztrátě napájení se zastaví („zmrznou“) izolační ventily RPV v uzavřené poloze. Výjimkou jsou však RIV pro přívod páry ICS a zpětné vedení kondenzátu.

Pokud ICS RIV selžou, tak zůstanou v poloze, ve které v tom čase právě jsou, protože plní bezpečnostní funkce během mnoha přechodných a LOCA událostí. Porouchané RIV pro přívod páry ICS a potrubí zpětného toku kondenzátu se automaticky uzavřou při indikaci přerušení řetězce ICS, ve kterém se RIV nachází. RIV jsou namontovány ve dvojitém tělese ventilu v rámci integrální sestavy připojené přes přírubu k RPV.

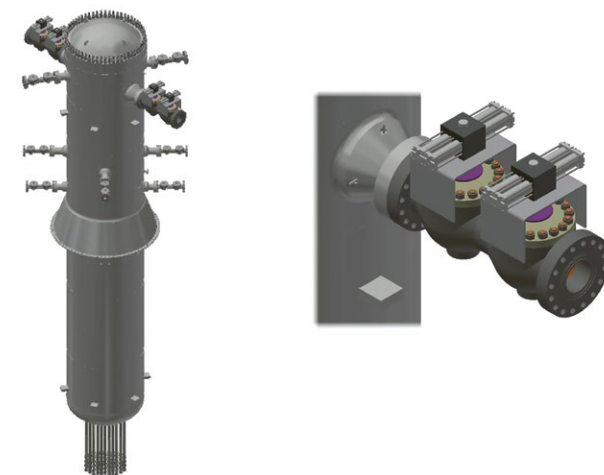
U potrubí, která mají RIV, je nejbližší konec potrubí (tzn. místo vysokého napětí a únavy) připevněn k sestavě RPV vně každé sady dvou sériových izolačních ventilů RPV. Dlouhé neizolované potrubí mezi RPV a izolačními ventily jsou tímto řešením eliminovány.

Předlicenční popis projektového řešení systému „Natural circulation design + Isolation Condenser System (ICS) + Integral Isolation Strategy (Integral RPV Isolation Valve)“ je uveden v prezentacích [6], [7], [8]. Ventil RIV je patentovaný a zároveň schválený americkým úřadem NRC. Podrobné patentované řešení není v současnosti dostupné.

5. Výhledy na realizaci BWRX-300

5.1 Plánovaná výstavba BWRX-300 v Polsku

O malých reaktorech jako jednom z perspektivních směrů ve vývoji jaderné energetiky slyšíme především v souvislosti se zeměmi, jako jsou USA, Velká Británie, Kanada, případně Francie. Zdá se však, že k jejich uplatnění může dojít i v postkomunistických zemích a průkopníkem by mohlo být Polsko. Přinejmenším tomu nasvědčuje dohoda – memorandum o porozumění – z října 2019 mezi americkým výrobcem jednoho z malých reaktorů GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) a společností Synthos SA – polským výrobcem syntetické pryže a jedním z největších polských dodavatelů chemických surovin. Iniciativa chemičky Synthos SA ve vlastnictví polského miliardáře Michała Sołowowa probíhá souběžně s vládní politikou podpory velkých jaderných zdrojů a je vedena snahou postupně odejít od výroby elektřiny v uhelných elektrárnách k bezuhlíkové výrobě.



V Polsku vláda „v zásadě“ souhlasila s případnou výstavbou 24 bloků BWRX-300 na šesti lokalitách.

Evropská komise schválila žádost OSGE (Orlen Synthos Green Energy) a GE Hitachi o založení WG pracovní skupiny BWRX-300, která vznikla v rámci Evropské průmyslové aliance pro SMR (EPA-SMR), založené v červenci 2024. Žádost předložila společnost OSGE spolu se 17 společnostmi z 10 členských států EU a Norska, konkrétně 16 členy „EPA-SMR“ zastupujícími 11 zemí. Všichni mají dlouholeté zkušenosti na energetickém trhu jako vývojáři, energetické společnosti, projekční a inženýrské společnosti s kompetencemi vybudovat dodavatelský řetězec.

Účast ve WG potvrdila Francie, Holandsko (provozují BWR), Španělsko (provozují BWR) – tedy tři západoevropské země EU. Dále pak Estonsko (konkrétní zájem o BWRX-300), Finsko (provozují BWR), Švédsko (provozují BWR a mají konkrétní zájem o BWRX-300) – tedy tři severoevropské členské země EU, a nečlenské nejaderné Norsko. Kromě těchto ještě Česko, Polsko (konkrétní zájem o BWRX-300), Bulharsko, Rumunsko – tedy čtyři středo- a východoevropské členské země EU.

Proti tomu účast nepotvrdily z jaderných států EU Německo a Litva (které však již všechny jaderné bloky odstavily), dále Belgie, Slovensko, Slovinsko, Itálie (která v minulosti provozovala bloky BWR), a nečlenská Ukrajina, Velká Británie a Švýcarsko (kteří provozují BWR).

Z výčtu států lze konstatovat, že všechny státy mající zkušenosti s provozem BWR jsou členy WG BWR (kromě Itálie a Švýcarska), ale také další jaderné státy se zkušenostmi pouze s PWR, tzn. Česko, Bulharsko, Rumunsko, včetně i dosud nejaderného Polska. Zájem je tedy velmi značný, a to zejména ve středo- a východoevropských zemích.

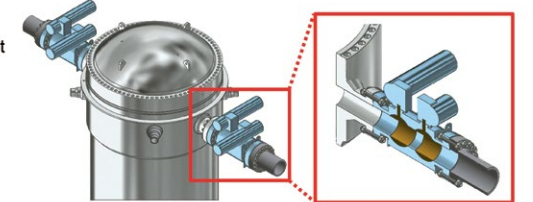
Z toho plyne velký potenciál pro vzájemnou mezinárodní regionální spolupráci, např. pro aplikaci odběru tepla pro District Heating Networks (SCZT) ve středo a východoevropských zemích.

Pracovní skupina si klade za cíl koordinovat a urychlovat úsilí o vybudování BWRX-300

Integral RPV Isolation Valve (RIV)

Breakthrough innovation concept to mitigate large and medium LOCA

- Large non-isolable pipes between RPV and isolation valves eliminated
- Large break Loss of Coolant Accident (LOCA) potential greatly reduced
- Nuclear Regulatory Commission (NRC) approved in the U.S.
- Enables dramatic design simplification and elimination of unnecessary systems



SMR navržených společností GE Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, členy Evropské průmyslové aliance pro SMR v různých členských státech EU. Konkrétní cíle pokrývají široké spektrum problémů: standardizace procesu licencování technologií v zemích EU, umožnění účasti dodavatelů se sídlem v EU v dodavatelském řetězci (společný rozvoj robustního evropského dodavatelského řetězce) včetně přípravy na budování relevantních kompetencí, vytvoření adekvátního systému podpory pro tento typ investic a další.

Cílem pracovní skupiny je dostat cenově konkurenceschopné řešení BWRX-300 do komerčního stavu využívaného pro výrobu elektřiny a průmyslové aplikace typu výroby vodíku, odsolování a rovněž dálkového vytápění.

5.2 Výstavba v EU a dalších regionech světa

Prioritní regiony pro výstavbu elektráren SMR s předpokládanou potřebou gigawattů v letech 2035 a 2050 jsou Spojené státy, Kanada, Velká Británie a Evropská unie.

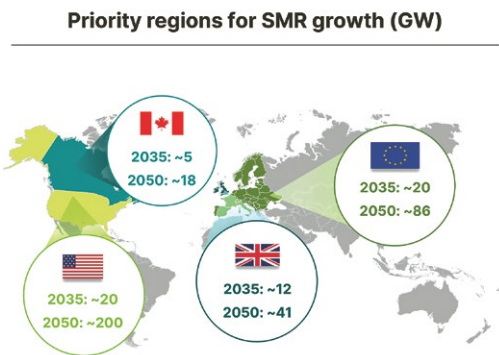
První BWRX-300 SMR má být postaven v lokalitě Darlington New Nuclear Project společ-

OSGE (Polska)	GE Hitachi Nuclear Energy International oddział w Polsce (Polska)
oraz, w porządku alfabetycznym:	
AIC S.A. (Polska)	Blue Bird Energy (Bulgaria)
Bouygues Travaux Publics (Francja)	CNPSA (Rumunia)
Fermi Energia (Estonia)	Equipos Nucleares S.A. (ENSA) (Hiszpania)
HELEN (Finlandia)	GENUSA (Hiszpania)
Kärnfullt Next (Szwecja)	Hitachi Europe oddział w Polsce (Polska)
Orange Hills Energy (Holandia)	Norsk Kjekraft (Norwegia)
Synthos Green Energy (Polska)	ORLEN (Polska)
Vattenfall AB (Szwecja)	ÚJV Rež (Czechy)

↑
Obr. 16: Integrovaný uzavírací (izolační) ventil RIV [4]

↓
Tab. 4: Členské organizace a společnosti v pracovní skupině BWRX-300

→
Obr. 17: Prioritní regiony pro výstavbu SMR na světě



nosti Ontario Power Generation (OPG), komerční provoz se očekává v roce 2029. Vláda státu Ontario spolu s OPG připravuje plány na tři další BWRX-300 v Darlingtonu. Dvě další jednotky mohou být také postaveny v Saskatchewan. Dne 4. dubna 2025 oznámila Kanadská komise pro jadernou bezpečnost své rozhodnutí povolit (tj. vydala stavební povolení) Ontario Power Generation k výstavbě reaktoru BWRX-300 v lokalitě Darlington New Nuclear Project v Claringtonu, Ontario.

Procesy přípravy BWRX-300 také probíhají ve Spojeném království, kde získala společnost GEH grant z fondu Future Nuclear Enabling Fund, který má pomoci urychlit přijetí SMR regulačními orgány. Společnost GE Vernova předpovídá, že poptávka po vyspělých jaderných elektrárnách může být rovnoměrně rozdělena mezi velké reaktory a SMR, přičemž každá skupina bude mít do roku 2050 přibližně výkon 375 GW. Společnost věří, že poptávka po velkých reaktorech bude dána rozvíjejícími se trhy v Číně a Indii, zatímco Severní Amerika a Evropa budou upřednostňovat SMR kvůli jejich nižšímu kapitálovému riziku, menším rozměrům a větší modularitě.

6. Závěr

Varné reaktory BWR se již více než 60 let podílejí na světové výrobě elektřiny z jaderné energie, ač jejich podíl je výrazně menší, než podíl tlakovodních systémů a ač jejich provozní i bezpečnostní jsou vzájemně srovnatelné. Zastánci BWR, tj. vývojové a dodavatelské firmy i provo-

zovatelé, oceňují jejich relativní jednoduchost, inherentní autoregulační a bezpečnostní vlastnosti. Zastánci PWR, vycházejíce z vlastní technologie, poukazují na možná rizika nestability systému v důsledku přítomnosti dvoufázového chladiva / moderátoru v reaktoru a na radioaktivní kontaminaci turbín párou z přímého chladicího okruhu.

U BWR lze od samého počátku sledovat pozoruhodný vývoj směrem ke zjednodušení a zvyšování bezpečnosti; jelikož prakticky všechny jsou odvozeny od koncepce General Electric (od roku 2007 GE Hitachi), lze u nich zaznamenat značný stupeň standardizace, vyšší než u PWR, které mají více vývojových směrů a autorů. Proces vývoje BWR vedl nakonec k ekonomickému zjednodušenému systému ESBWR, který obdržel licenci U.S. NRC a stal se východiskem pro malý modulární reaktor BWRX-300.

Kontinuita trvale „udržitelného“ vývoje je ukázána ve třech technických oblastech, ve vývojové řadě komplexních bloků BWR, ve vývoji reaktoru, RPV a kontejnmentu, a ve vývoji hlavního integrovaného uzavíracího izolačního ventilu RIV BWRX-300.

BWRX-300 splňuje všechny hlavní atributy SMR: jednoduchá integrální konstrukce, využívající v maximální míře ověřené prvky a technologie, hlavní chlazení i bezpečnostní systémy založené na působení přírodních sil, jako je gravitace, přirozená cirkulace a kondenzace, autonomní chování i při nehodě se ztrátou chladiva, výpadku napájení a dalších událostech i předpokládáný vysoký stupeň modularizace. Projekt má za cíl být ekonomicky konkurenceschopný krátkou dobou výstavby a snížením investičních nákladů; mezi projekty SMR je aktuálně řazen mezi perspektivní kandidáty na realizaci v Kanadě i v Evropě – v rámci zemí sdružujících se v Evropské pracovní skupině BWRX-300, zejména v Polsku, Estonsku, a také ve skandinávských zemích.

Reference

[1] The Introduction to Reactor Technology, US NRC, Rev 0707. BWR briefing manual; Boiling Water Reactors (BWR), Advanced Boiling Water Reactor (ABWR), and Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR)

[2] BWRX-300 General Description. GE Hitachi Nuclear 2023, Revision F, December 2023

[3] ESBWR Design Summary. Roy Challberg, GE Nuclear Energy, June 2002

[4] Features of BWRX-300 Small Modular Reactor. Chunghwa Nuclear Society 2024 Annual General Meeting, December 16, 2024

[5] Sales & Technical Bulletins, TRILLIUM Valves USA™

[6] Álvarez-Loya, et al. Thermal-Mechanical Fatigue Analysis of a Main Steam Isolation Valve of a Boiling Water Reactor-5. FFW 2018, 9-10 July 2018, Ghent University, Belgium

[7] Kito, K. Development of Hitachi-GE's Advanced Reactors. The Workshop on Innovative Nuclear Energy Systems, January 26, 2024

[8] Jon Ball. BWRX-300 Small Modular Reactor. Konference SMR 2023, 7. února 2023, Praha

Článek je prvním příspěvkem o technologii varných reaktorů a o jejich uplatnění mezi malými modulárními reaktory, konkrétně projektem BWRX-300. Autoři jsou si vědomi, že tuto problematiku, v ČR dosud nepříliš sledovanou a diskutovanou, nelze postihnout v celé její šíři a hloubce.



Ing. Josef Královec, Ph.D.

kralovec.senior@seznam.cz

Po absolvování Fakulty strojní na Západočeské univerzitě v Plzni (1963) pracoval ve společnosti ŠKODA Jaderné strojírenství Plzeň a později ve společnosti ŠKODA Praha na konstrukci a vývoji komponent a zařízení jaderného reaktoru, v letech 2001–2016 pracoval jako manažer výzkumných a vývojových projektů v divizi Bezpečnost a energetika, později také jako konzultant v Ústavu jaderného výzkumu Řež, resp. ÚJV Řež. V letech 1997–2008 zastupoval Českou republiku v Technické pracovní skupině Mezinárodní agentury pro atomovou energii pro pokročilé lehkovodní reaktory (IAEA TWG ALWR). Je členem spolku Jaderní veteráni, sdružujícím odborníky a bývalé pracovníků z oblasti jaderné energetiky, zejména těch, kteří se podíleli na výstavbě a provozu českých JE.



Ing. Petr Neuman, CSc.

neumanp@volny.cz

Je členem spolku Jaderní veteráni, působí jako energetický senior konzultant ve sdružení NEUREG. Oblastí jeho odborného zájmu je řízení, modelování a simulace energetických procesů, zdrojů a soustav, simulátory a trenažéry pro energetiku, automatická regulace a řízení procesů elektroenergetiky, dodávka služeb výkonové rovnováhy (SVR). Aktuálně se věnuje současnému stavu a rozvoji energetiky v České republice a Evropě. Zaměřuje se na jaderné elektrárny velké i SMR, specificky s odběrem tepla pro dálkové vytápění soustav SCZT v teplárenství.

Síkelovo portfolio zahrnuje i nástroj pro spolupráci v oblasti jaderné bezpečnosti

Mgr. Ing. Karolína Janatková, MPA

Vysoká škola ekonomická, Fakulta mezinárodních vztahů, Katedra mezinárodních studií a diplomacie

Jozef Síkela se 1. prosince 2024 stal novým českým eurokomisařem, který má na starost oblast mezinárodního partnerství. Do jeho portfolia spadá také Nástroj pro jadernou spolupráci neboli European Instrument for Nuclear Safety Cooperation (EI-INSOC). Podpora jaderné bezpečnosti a radiační ochrany je klíčovou prioritou EU již od počátků Evropského hospodářského společenství a vzniku EURATOMu.

EI-INSOC doplňuje činnosti programu NDICI-Global Europe a má k dispozici rozpočet 300 milionů EUR na období 2021–2027. Hlavními cíli tohoto programu je podporovat kulturu jaderné bezpečnosti a opatření vedoucí k vyššímu stupni technické bezpečnosti jaderných zařízení, radiační ochrany, bezpečného nakládání s vyhořelým jaderným palivem a radioaktivními odpady a uplatňování účinnějších a efektivnějších záruk na ochranu jaderných zařízení a materiálů v zemích mimo EU. O EI-INSOC se v českém prostředí téměř nemluví, a proto cílem tohoto článku je představit tento nástroj, jeho cíle a hlavní aktivity.

Jozef Síkela became the new European Commissioner for International Partnerships from 1 December 2024. His portfolio also includes the European Instrument for Nuclear Safety Cooperation (EI-INSOC). Supporting nuclear safety and radiation protection has been a key priority for the EU since the beginning of the European Economic Community and the creation of EURATOM. EI-INSOC complements the activities of the NDICI-Global Europe programme and has budget of EUR 300 million for the period 2021–2027. The main objectives of this programme are to promote nuclear safety culture and implementation of the highest nuclear safety and radiation protection standards, responsible and safe management of spent nuclear fuel and radioactive waste, and implementation of more efficient and effective safeguards for the protection of nuclear installations and materials in countries outside the EU. EI-INSOC is hardly mentioned in the Czech debate, and therefore the aim of this article is to introduce this instrument, its goals and main activities.

Úvod

Jozef Síkela se 1. prosince 2024 stal novým českým eurokomisařem, který má na starost oblast mezinárodního partnerství. Do jeho portfolia spadá také Nástroj pro jadernou spolupráci neboli European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation (EI-INSOC). Podpora jaderné bezpečnosti a radiační ochrany je klíčovou prioritou EU již od počátků Evropského hospodářského společenství a vzniku EURATOMu.

EU je jediným mezinárodním aktérem, který disponuje programem věnujícím se jader-

né bezpečnosti takového rozsahu. Za poslední tři desetiletí měla opatření EU v oblasti jaderné bezpečnosti velký globální dopad a zásadním způsobem ovlivnila jadernou bezpečnost po celém světě. Ačkoliv se o EI-INSOC v českém prostředí téměř nemluví, je příležitostí pro české firmy a jaderné odborníky. Cílem tohoto článku je představit tento nástroj a jeho historii. Dále jeho cíle a aktuální projekty financované z ročního akčního plánu publikovaného v červnu 2024.

Historie nástroje

Po rozpadu Sovětského svazu v roce 1991 byly založeny programy Evropské unie: Technická podpora pro společenství nezávislých států neboli Technical Assistance to the Commonwealth of Independent States (TACIS) a Pomoc pro obnovu ekonomiky v Polsku a Maďarsku neboli Poland and Hungary Assistance for Restructuring their Economies (PHARE). Program PHARE nebyl cílen jen na Polsko a Maďarsko, ale byl následně rozšířen pro dalších deset zemí střední a východní Evropy.^[1]

Cílem programu TACIS a PHARE bylo podporovat přechod k tržnímu hospodářství a posilovat demokracii a právní stát v přijímajících zemích. Jednou z prioritních oblastí financování TACIS a PHARE byla i jaderná bezpečnost. Evropská unie se skrze tyto dva programy rozhodla převzít významnou roli v mezinárodním úsilí pomoci novým nezávislým státům a zemím střední a východní Evropy zajistit bezpečnost jejich jaderných reaktorů.^[2]

Na nástroje TACIS a PHARE v roce 2007 navázaly: Nástroj předvstupní pomoci neboli Instrument for Pre-Accession Assistance (IPA) a Nástroj pro spolupráci v jaderné bezpečnosti (INSC). Během období 2007–2013 se jednalo o INSC I, který měl rozpočet 524 milionů EUR a během období 2013–2020 šlo o INSC II s rozpočtem 325 milionů EUR.^[3] Hlavní změnu, kterou přináší INSC II oproti INSC I je, že podpora EU je více zaměřena na spolupráci než na technickou pomoc. Kromě toho byla geografická oblast působnosti nástroje rozšířena na celý svět nikoliv pouze na země přistupující k EU.

INSC II byl v roce 2021 nahrazen EI-INSOC. EI-INSOC byl zřízen nařízením Rady (Euratom) č. 2021/948 ze dne 28. května 2021.^[4] EI-INSOC doplňuje aktivity v rámci Nástroje pro sousedství a rozvojovou a mezinárodní spolupráci – Globální Evropa neboli Neighbourhood, Development and International Cooperation Instrument – Global Europe (NDICI – Global Europe). EI-INSOC má k dispozici rozpočet 300 milionů EUR na období od 1. ledna 2021 do 31. prosince 2027.

Cíle a fungování EI-INSOC

Havárie v Černobylu v roce 1986 a ve Fukušimě v roce 2011 ukázaly, že jakákoliv jaderná nehoda má přeshraniční dopady a široce ovlivňuje mezinárodní společenství. Přístup k jaderným nebo radioaktivním materiálům nestátních aktérů je bezpečnostním rizikem pro celý svět. Nástroje Evropské unie již tři desetiletí přispívají ke snížení těchto rizik.

Pomoc poskytovaná v rámci EI-INSOC je založena na spolupráci mezi EU a partnerskými zeměmi, která využívá značných zkušeností EU a jejich členských států v oblasti jaderné bezpečnosti. Evropská unie v rámci tohoto programu poskytuje finanční pomoc třetím zemím a má tak dopad na zajištění jaderné bezpečnosti v mnoha částech světa. EI-INSOC má tři hlavní cíle:

1. podporovat kulturu jaderné bezpečnosti a opatření vedoucí k vyššímu stupni technické bezpečnosti jaderných zařízení, radiační ochrany včetně prosazování transparentnosti v postupech rozhodování orgánů v třetích zemích týkajících se bezpečnosti jaderných zařízení;
 2. podporovat odpovědné a bezpečné nakládání s vyhořelým jaderným palivem a radioaktivními odpady, dále vyřazování bývalých jaderných areálů a jaderných zařízení z provozu a jejich sanace;
 3. dodržovat uplatňování účinných a efektivních záruk na ochranu jaderných zařízení a materiálů v zemích mimo EU.^[5]
- Spolupráce v rámci EI-INSOC je organizována na základě sedmiletého orientačního programu. Po jeho schválení připraví Evropská komise roční akční plán neboli Annual Action Plan (AAP), kde jasně definuje oblasti spolupráce, cíle, očekávané výsledky a předpokládaný rozpočet pro daný rok. AAP je dokument vydaný Evropskou komisí, ale připravovaný ve spolupráci s partnerskou zemí. Rovněž jsou konzultováni experti z členských států EU a mezinárodních organizací jako například Mezinárodní agentura pro atomovou energii.

Rozpočet EI-INSC je rozdělen do 5 oblastí. Celkem 82 % z 300 milionů EUR bude v letech 2021–2027 věnováno na podporu jaderné bezpečnosti (41 %) a bezpečné nakládání s vyhořelým jaderným palivem a radioaktivními odpady (41 %). Dodržování zárukových opatření bude věnováno 5 % a zbylých 13 % bude rozděleno mezi garance Euratom půjček a podpůrná administrativní opatření.^[6]

Aktuální projekty z AAP 2024

Pro účel tohoto článku bude z každé oblasti spolupráce představen jeden projekt. Cílem této části článku je ukázat na důležitost a přínos tohoto nástroje. V rámci podpory kultury jaderné bezpečnosti byl autorkou vybrán aktuální projekt na Ukrajině, v rámci bezpečného nakládání s vyhořelým jaderným palivem a radioaktivními odpady projekt v Arménii a v rámci záruk projekt v Íránu. Tyto projekty byly autorkou vybrány na základě výše alokovaného rozpočtu v rámci dříve zmíněných cílů.

Hlavním zaměřením projektu na Ukrajině je podpora zachování, obnovy a posílení jaderné bezpečnosti jaderných zařízení, zejména těch, která jsou ohrožena ruskou vojenskou agresí. Opatření by rovněž mělo pomoci národnímu regulačnímu orgánu Ukrajiny obnovit kontrolu nad jadernou bezpečností všech jaderných zařízení a jaderných materiálů. Tento projekt zahrnuje také činnosti v uzavřené zóně Černobylu a na dalších jaderných zařízeních, kde se zaměří na výměnu a obnovu zařízení pro monitorování radiace, která byla poškozena, vypleněna nebo ztracena během ruské války. Dále bude podporováno trvalé posilování infrastruktury jaderné bezpečnosti a zavádění osvědčených evropských postupů.^[7] Finanční prostředky jsou rovněž poskytovány Mezinárodní agentuře pro atomovou energii, která se snaží o stabilizaci situace na okupovaných územích, včetně jaderné elektrárny Zaporoží.

Arménie aktuálně zavádí plán na zlepšení své strategie pro nakládání s radioaktivním odpadem. Tento projekt má za cíl podpořit Arménii při sbližování jejích postupů nakládání s jaderným odpadem s nejlepšími mezinárodními

standardy a pomoci ji při vytváření zařízení pro nakládání s radioaktivním odpadem.^[8]

Evropská unie nadále pokračuje ve spolupráci s Íránem, která probíhá na základě smlouvy JCPoA a jejího annexu III z roku 2015. Evropská unie poskytuje Mezinárodní agentuře pro atomovou energii finanční prostředky pro zajištění nezávislých verifikačních misí jejích inspektorů. Tato podpora je zvláště důležitá pro íránský jaderný program vzhledem k mezinárodním obavám ohledně nešíření jaderných zbraní. Cílem tohoto projektu je především omezit zásoby obohaceného uranu v Íránu.^[9]

Závěr

Nástroj pro jadernou spolupráci má pozitivní přínos na jadernou bezpečnost na globální úrovni a jeho přidaná hodnota byla veřejně uznána na 7. hodnoticím setkání Úmluvy o jaderné bezpečnosti v roce 2017. Na tomto setkání byla implementace programu mezinárodně označena jako dobrá praxe.^[10] EI-INSC je rovněž ceněn pro svůj pozitivní přínos a schopnost rychle reagovat na nové potřeby v souvislosti s válkou na Ukrajině.

Evropská komise má díky tomuto nástroji možnost jednat na celosvětové úrovni v oblasti jaderné bezpečnosti, radioaktivního odpadu, vyhořelého paliva a záruk. EU rovněž podporuje společné projekty s Mezinárodní agenturou pro atomovou energii a přispívá do fondu pro obnovu životního prostředí ve střední Asii spravovaného Evropskou bankou pro obnovu a rozvoj. Tento projekt má za cíl obnovit životní prostředí v lokalitách, kde se během sovětské éry těžil uran. EI-INSC aktivně přispívá k naplňování cílů udržitelného rozvoje, za zmínku stojí především SDG 16 (silné instituce), SDG 11 (snížení rizika katastrof), SDG 10 (snížení nerovností) a SDG 5 (rovnost pohlaví).

Ačkoliv se o tomto nástroji v českém prostředí téměř nemluví, jeho přínos pro zajištění jaderné bezpečnosti po světě je značný. Vzhledem k vývoji války na Ukrajině lze předpokládat, že v následujících letech bude tento nástroj dále využíván pro podporu zajištění bezpečnosti ukrajinských jaderných zařízení. V souvislosti s novou americkou administrativou lze



také očekávat změny v zahraniční politice vůči Íránu. EI-INSC je momentálně jediným evropským nástrojem, díky kterému EU nadále s Íránem spolupracuje.

Ve světě dochází ke změně vnímání jaderné energie a stále více států přichází s rozhodnutím zapojit jaderné zdroje do svého energetického mixu. Evropská unie tak může využít své know-how a znalosti jaderných technologií pro rozšiřování svého geopolitického vlivu

v partnerských zemích. Český eurokomisař tak dostal do svého portfolia nástroj, který bude v následujících letech hrát obrovskou roli. Jozef Síkela bude v následujících letech muset zajistit finanční prostředky a podporu pro pokračování tohoto nástroje na období 2028–2034. EI-INSC je rovněž příležitostí pro české odborníky, do projektů se aktivně zapojují experti Státního úřadu pro jadernou bezpečnost a ÚJV Řež.

↑
Obr. 1: Ing. Jozef Síkela, evropský komisař pro mezinárodní partnerství (zdroj: Evropská komise, Claudio Centonze)

Reference

- [1] INSC 2014–2020 Final Evaluation Report: Evaluation of the Instrument for Nuclear Safety Cooperation 2014–2020. Online. December 2021. Dostupné z: https://international-partnerships.ec.europa.eu/document/download/2327e980-2b14-45cc-a8f8-c65d94012e3c_en?filename=evaluation-report-insc-2014-2020_en.pdf. [cit. 2025-02-09]
- [2] PLA, P.; FARRAR, B.; DUCHAC, A. a BIETH, M. An overview of TACIS and PHARE nuclear safety projects related to thermalhydraulics. Online. Progress in Nuclear Energy. 2012, roč. 58, s. 76–88. ISSN 01491970. Dostupné z: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2012.02.009>. [cit. 2025-02-10]

- [3] Instrument for Nuclear Safety Cooperation. Online. Evropská komise. Dostupné z: https://nuclear-safety-cooperation.ec.europa.eu/insc_en. [cit. 2025-02-09]
- [4] Nařízení Rady (Euratom) 2021/948 ze dne 27. května 2021 kterým se zřizuje Evropský nástroj pro mezinárodní spolupráci v oblasti jaderné bezpečnosti, doplňující na základě Smlouvy o založení Evropského společenství pro atomovou energii Nástroj pro sousedství a rozvojovou a mezinárodní spolupráci – Globální Evropa, a zrušuje nařízení (Euratom) č. 237/2014. In: Úřední věstník Evropské unie. Dostupné také z: <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/CS/TXT/PDF/?uri=CELEX:32021R0948>
- [5] European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation – Performance. Online. EUROPEAN COMMISSION. <https://commission.europa.eu>. Dostupné z: https://commission.europa.eu/strategy-and-policy/eu-budget/performance-and-reporting/programme-performance-statements/european-instrument-international-nuclear-safety-cooperation-performance_en. [cit. 2025-02-18]
- [6] European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation: Multi-annual Indicative Programme 2021–2027. Online. EUROPEAN COMMISSION. <https://commission.europa.eu>. 27 September 2022. Dostupné z: https://international-partnerships.ec.europa.eu/document/download/7b5eaa6a-14df-4634-8677-18d51fc55c37_en?filename=insc-mip-2021-2027_en.pdf. [cit. 2025-02-18]
- [7] Annual action plan 2024 for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation: Action Document for Nuclear Safety Culture 2024. Online. 28 June 2024. Dostupné z: [https://doi.org/Commission Implementing Decision on the financing of the annual action plan for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation for 2024](https://doi.org/Commission%20Implementing%20Decision%20on%20the%20financing%20of%20the%20annual%20action%20plan%20for%20the%20European%20Instrument%20for%20International%20Nuclear%20Safety%20Cooperation%20for%202024). [cit. 2025-02-09]
- [8] Annual action plan 2024 for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation: Action Document for Safe management of spent fuel and radioactive waste 2024. Online. 28 June 2024. Dostupné z: [https://doi.org/Commission Implementing Decision on the financing of the annual action plan for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation for 2024](https://doi.org/Commission%20Implementing%20Decision%20on%20the%20financing%20of%20the%20annual%20action%20plan%20for%20the%20European%20Instrument%20for%20International%20Nuclear%20Safety%20Cooperation%20for%202024). [cit. 2025-02-09]
- [9] Annual action plan 2024 for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation: Action Document for Nuclear Safeguards 2024. Online. 28 June 2024. Dostupné z: [https://doi.org/Commission Implementing Decision on the financing of the annual action plan for the European Instrument for International Nuclear Safety Cooperation for 2024](https://doi.org/Commission%20Implementing%20Decision%20on%20the%20financing%20of%20the%20annual%20action%20plan%20for%20the%20European%20Instrument%20for%20International%20Nuclear%20Safety%20Cooperation%20for%202024). [cit. 2025-02-09]
- [10] INSC 2014-2020 Final Evaluation Report: Evaluation of the Instrument for Nuclear Safety Cooperation 2014-2020. Online. December 2021. Dostupné z: https://international-partnerships.ec.europa.eu/document/download/2327e980-2b14-45cc-a8f8-c65d94012e3c_en?filename=evaluation-report-insc-2014-2020_en.pdf. [cit. 2025-02-09]



Mgr. Ing. Karolína Janatková, MPA
karolina.janatkova@gmail.com

Karolína Janatková je absolventkou Fakulty mezinárodních vztahů, Vysoké školy ekonomické, oboru Mezinárodní studia a diplomacie, a také Fakulty sociálních věd, Univerzity Karlovy, oboru Bezpečnostní studia. Po studiích nastoupila na Státní úřad pro jadernou bezpečnost na pozici inspektorka pro nešíření jaderných zbraní. Následně působila pět let v Evropské komisi na Generálním ředitelství pro mezinárodní partnerství (INTPA) a Generálním ředitelství pro výzkum a inovace (RTD). Během svého působení v Bruselu se věnovala jaderné agendě v rámci Instrumentu pro jadernou bezpečnost a programu Euratom. Od roku 2024 pracuje na Nizozemské ambasádě v Praze a věnuje se doktorskému studiu na Vysoké škole ekonomické. Téma její disertační práce je Jaderná renaissance v Evropě jako geopolitický nástroj.

Pracujte s technologiemi pro 3. tisíciletí!



Proč pracovat pro Skupinu ÚJV?

- **Inovace a technologie**
Budeš mít příležitost pracovat na špičkových technologiích, jako jsou malé modulární reaktory (SMR), a podílet se na vývoji inovací, které formují budoucnost energetiky.
- **Odpovědnost a vliv**
Můžeš aktivně přispět k udržitelné budoucnosti a mít reálný vliv na energetickou politiku a ekologii.
- **Růst a vzdělávání**
Budeš mít možnost neustálého profesního rozvoje a vzdělávání v dynamickém a podporujícím prostředí.
- **Tým a spolupráce**
Budeš součástí týmu odborníků, kde si navzájem pomáháme a sdílíme znalosti, což vytváří inspirativní pracovní atmosféru.
- **Stabilita a zázemí**
Jako člen Skupiny ČEZ se staneš součástí stabilní společnosti se zajištěnou budoucností ve stále se rozvíjejícím odvětví.

Skupina ÚJV, člen Skupiny ČEZ, poskytuje širokou škálu služeb, zahrnujících především projektové a inženýrské činnosti v oblasti jaderné i klasické energetiky, průmyslu a zdravotnictví a řadí se ke špičce technologických pracovišť u nás i v Evropě.

Unikátní zázemí, unikátní technologie, zkušenosti odborníků a specializované technické infrastruktury nám umožňují soutěžit o komplexní zakázky ve všech oborech našeho zaměření na národní i mezinárodní úrovni.



Benefity



Jadrová elektrárna Bohunice V2 vyrábá už 40 rokov!

Mgr. Róbert Holý
Slovenské elektrárne, a.s.

Minulý a tento rok si pripomíname 40 rokov od prvého prifázovania 3. a 4. bloku jadrovej elektrárne Bohunice V2 do siete. Je kľúčovým pilierom slovenskej energetiky a za svoj život vyrobila viac ako 260 TWh elektriny, čo by stačilo na pokrytie súčasnej spotreby na Slovensku na takmer desať rokov. Prevedieme vás históriou elektrárne od jej plánovania až po blízku budúcnosť a dozviete sa celý príbeh tohto výnimočného diela.

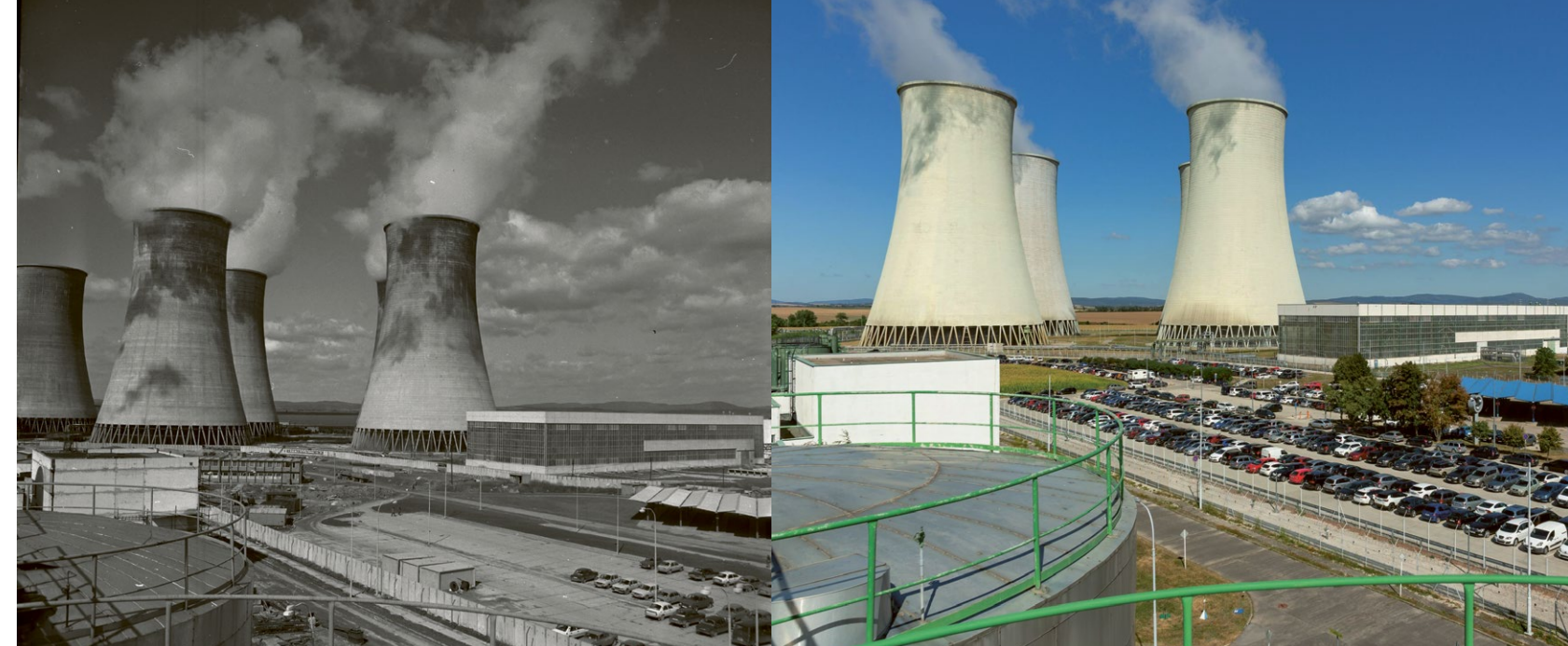
Last and this year mark the 40th anniversary of the first grid connection of Units 3 and 4 of the Bohunice V2 nuclear power plant. It is a key pillar of Slovak energy system and has produced more than 260 TWh of electricity in its lifetime, which would be enough to cover Slovakia's current consumption for almost ten years. We will take you through the history of the power plant from its planning to the near future, and you will learn the full story of this extraordinary piece of work.

Strategický výber lokality

Nedostatočná palivová základňa povojnového Československa upriamila pozornosť na využitie jadrovej energie. Výber lokality prvej elektrárne bol najprv uvažovaný strategicky v krytom údolí, ale napokon prevládol technicko-bezpečnostný

záujem umiestniť elektrárnu na dobre vetranú rovinu s nízkou úrovňou spodnej vody, s dobrou nadväznosťou na komunikácie a dostatkom chladiacej vody. Podmienkou bolo vylúčiť osídlenie vo vzdialenosti do 3 km od elektrárne. Týmto podmienkam z uvažovaných 24 loka-

↓
Obr. 1: Letecký pohľad na AE Bohunice V2 (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)



lít najlepšie vyhovela rovina pri obci Jaslovské Bohunice, kde okrem troch odstavených blokov dodnes dva reaktorové bloky V2 vyrábajú približne štvrtinu spotreby elektriny na Slovensku, píše sa v knihe História elektrárenskva na Slovensku (1920–1994), ktorú zostavil Vojtech Sládek.

Prvá československá jadrová lokalita

Jadrová elektrárna Bohunice V2 sa nachádza na západe Slovenska, kde sa v roku 1957 začala písať história jadrovej energetiky bývalého Československa. Boli tu postupne vybudované tri elektrárne: prvou bola elektrárna označovaná ako A1 (v prevádzke bola len niečo cez 4 roky od decembra 1972 do januára 1977). Elektrárna A1 bola výskumno-vývojová elektrárna na prírodný urán (s chladivom CO₂ a moderátorom D₂O – ťažká voda). Po dvoch haváriách bola definitívne odstavená už po štyroch rokoch prevádzky. Reaktory VVER-440 mali už úplne inú technológiu, ktorá ako palivo využívala obohatený urán. Dvojbloková elektrárna V1 sa začala stavať v roku uvádzania A1 do prevádzky a bola v prevádzke v rokoch 1978–2008.

Treťou bola dvojbloková jadrová elektrárna V2, ktorá je dodnes v prevádzke a podľa súčasných plánov je zhruba v polovici svojej životnosti. Jej areál sa nachádza v katastrálnom území dvoch obcí – Pečeňady a Veľké Kostoľany. Dva prevádzkované bloky s tlakovodnými reaktormi typu VVER-440/V-213 vyrábajú spoľahlivo a bezpečne energiu od roku 1984, resp. 1985. Okrem elektriny zásobujú teplom od roku 1987 aj okolité mestá. Všetky doteraz vykonané medzinárodné previerky potvrdili vysokú úro-

veň bezpečnosti elektrárne V2 porovnateľnú s medzinárodnými štandardami. Na dobových a súčasných fotografiách môžete porovnať V2 v čase výstavby pred viac ako 40 rokmi a dnes.

Odišnosti blokov V1 a V2

Projekty V1 a V2 mali podobné parametre, avšak líšili sa zvládaním maximálnej projektovej havárie. „Védvojka“ bola projektovaná na zvládnutie roztrhnutia hlavného cirkulačného potrubia s priemerom 500 mm a bola vybavená vákuo-barbotážnym systémom na zníženie tlaku v hermetickej zóne v prípade takejto maximálnej projektovej havárie.

Príprava a realizácia dvoch elektrární v Jaslovských Bohuniciach (V1 a V2) prebiehala v prvých fázach s pomerne malým časovým oneskorením. Elektrárna V2 sa budovala s reaktormi V-213, z čoho vzišli požiadavky na realizáciu diela s vyššími nárokmi na jadrovú bezpečnosť. Z týchto požiadaviek zákonite vyplývalo postupné prehlbovanie a zmeny technického riešenia V2 a nutnosť prepracovať výrobnú i projektovú dokumentáciu na základe výsledkov vývoja na nosných zariadeniach elektrárne. Nemalú úlohu zohralo postupné prehlbovanie účasti československého priemyslu na výrobe zariadení primárneho okruhu elektrárne, ich montáže, prevzatie funkcie generálneho dodávateľa a podobne. V máji 1976 sa dohodlo na úrovni rezortov medzi československou a sovietskou stranou, že pre elektrárnu EBO V2 bude použitý technický projekt spracovaný sovietskou stranou pre JE Dukovany, schválený československou stranou v apríli 1975.

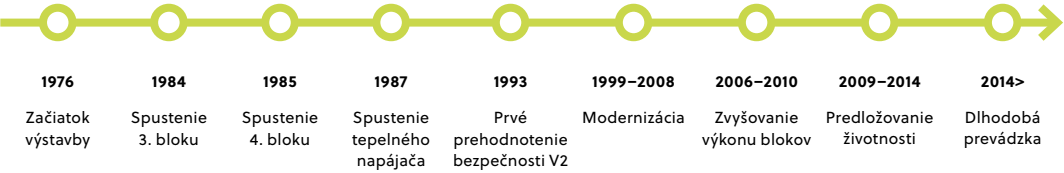
↖
Obr. 2: Pohľad na chladiace veže a parkovisko – začiatok prevádzky V2 (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

↑
Obr. 3: Pohľad na chladiace veže a parkovisko dnes (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

Oproti riešeniu na V1 došlo v dôsledku prijatých prísnejších kritérií zvýšenej jadrovej bezpečnosti a prísnejších technologických predpisov na V2 ku zmenám nielen na reaktore, ale aj na parogenerátoroch, transportno-technologickej časti, pomocných systémoch primárneho okruhu, havarijných systémoch, radiačnej kontrole, systéme kontroly a riadenia a na mnohých ďalších.

Obdobie výstavby V2 bolo poznamenané sústavným oneskorením poskytovania technických podkladov pre spracovanie úvodných aj vykonávacích projektov. Pre spracovanie vykonávacích projektov sa v roku 1978 podpísala dohoda o mimoriadnom postupe spracovania vykonávacích projektov stavby a technológie, čo spôsobilo, že na EBO V2 bolo 672 zmien v stavebnej a až 1 345 zmien v technologickej časti.

→ **Obr. 4:** Časová os výstavby a prevádzky EBO V2 (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)



Etapu výstavby	3. blok	4. blok
Začiatok prípravných prác	04/1976	04/1976
Prvý výkop hlavného výrobného bloku	12/1976	12/1976
Etapu skúšok	3. blok	4. blok
Začiatok fyzikálneho spúšťania	29. 6. 1984	5. 7. 1985
Prvá kritičnosť	7. 8. 1984	2. 8. 1985
Prifázovanie k sieti	20. 8. 1984	9. 8. 1985
Začiatok skúšobnej prevádzky	14. 11. 1984	17. 9. 1985
Začiatok trvalej prevádzky	11. 2. 1985	18. 12. 1985

↑ **Tab. 1:** Hlavné etapy výstavby a skúšok EBO V2

Dodávatelia výstavby V2

Generálnym projektantom elektrárne bol Energoprojekt Praha (technickú pomoc mu poskytovalo leningradské oddelenie Teploprojektu LOTEП), generálnym dodávateľom stavebnej časti Hydrostav Bratislava a generálnym dodávateľom technologickej časti (pri rozšírenej účasti českej a slovenských podnikov) Škoda Plzeň. Výstavba elektrárne sa začala v decembri 1976. Dodávateľ stavebnej časti využil vo veľkej miere výsledky vývoja v použití prefabrikácie, nových prvkov, technologických postupov

a riešení najmä pri realizácii hermetickej zóny a podzemných sietí, čím čiastočne eliminoval termínové sklzy vo výstavbe. Zložitou a rozsiahlou technickou akciou bola úprava značnej časti zariadenia zo Sovietskeho zväzu – systému kontroly riadenia, v ktorom sa líšili československé a sovietske normy. Spolu s dodávateľom ju zabezpečovali aj pracovníci prevádzky elektrární Bohunice.

Teplo z védvojky

Elektráreň V2 je jedinečná nielen spoľahlivosťou dodávok elektriny, ale aj zásobovaním okolitých miest teplom na vykurovanie. Už začiatkom roku 1988 bol do prevádzky uvedený tepelný napájач EBO – Trnava, ktorý zásobuje aj obec Jaslovské Bohunice. Jeho základom je potrubie 2 × DN 700 s dĺžkou cca 21 km, ktoré sa postupne rozvetvuje v meste na prípojky men-

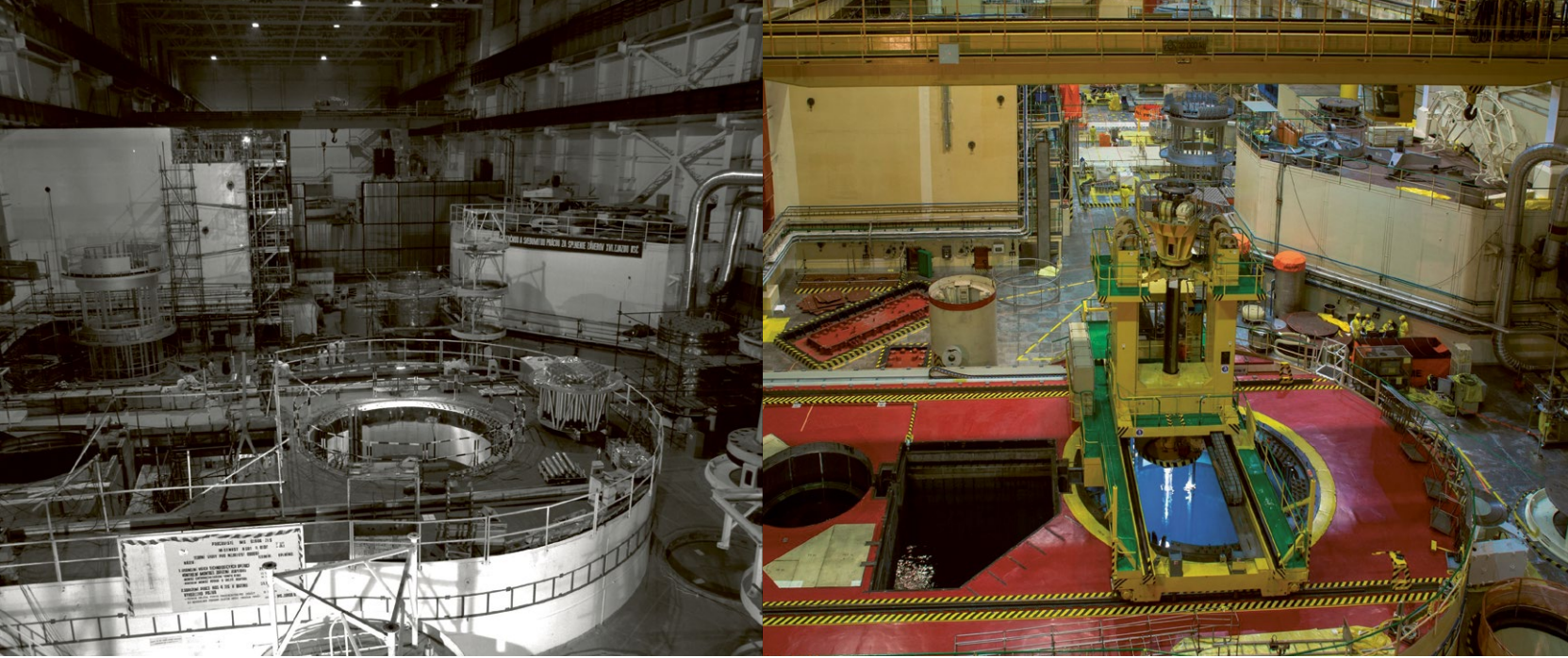
ších rozmerov k jednotlivým odovzdávacím staniciam odberateľov.

Druhá trasa tepelného napájачa smerom na Hlohovec a Leopoldov bola uvedená do prevádzky v roku 1997. Jeho hlavnú vetvu tvorí 16 km potrubie 2 × DN 600, ktoré sa v Hlohovci postupne redukuje a rozvetvuje na menšie prípojky k jednotlivým odovzdávacím staniciam odberateľov.

Obehová voda tepelného napájачa sa ohrieva v rúrkových výmenníkoch výmenníkovej stanice. Para na ohrev obehovej vody pre tepelný napájач je odoberaná zo sekundárneho okruhu. Táto para je vyrobená v parogenerátoroch, a jej ohrev v parogenerátoroch zabezpečuje voda oddeleného primárneho okruhu ohrievaná v reaktore.

Pod medzinárodným drobnohľadom

Bezpečnosť reaktorových blokov V2 v Bohuniciach je neustále podrobovaná inšpekciám Úra-



du jadrového dozoru Slovenskej republiky, ako aj expertným preverkam medzinárodných organizácií – Medzinárodnej agentúry atómovej energie (MAAE) a Svetovej asociácie prevádzkovateľov jadrových elektrární (WANO – World Association of Nuclear Operators). S parížskym centrom WANO prebieha kontinuálna spolupráca aj pri zdieľaní dôležitých informácií a ponaučení z udalostí na celom svete. Medzinárodné preverky nastavujú zrkadlo všetkým aktivitám v JE a pomáhajú identifikovať oblasti na zlepšenie ako aj dobrú prax v porovnaní s inými prevádzkovateľmi jadrových elektrární.

Modernizácia a zvyšovanie výkonu blokov

Bloky JE V2 prešli v rokoch 2002–2008 rozsiahlou modernizáciou, ktorá bola v roku 2010 ukončená zvýšením výkonu zo 430 na 500 MW na blok. Každý blok tak v súčasnosti pokrýva asi 13 % spotreby elektriny na Slovensku, a keďže pri prevádzke jadrových elektrární sa do atmosféry nevypúšťajú žiadne skleníkové plyny, ročne prispeje k zníženiu emisií CO₂ o objem, ktorý by bol približne rovnaký, ako keby sme z ciest stiahli jeden a pol milióna áut.

Realizáciou Programu modernizácie a zvyšovania bezpečnosti bola zvýšená úroveň bezpečnosti JE V2 na úroveň neustále sa zvyšujúceho medzinárodného štandardu, pričom bola zlepšená spoľahlivosť prevádzky a jej ekonomických charakteristík. Zároveň tým boli vytvorené ďalšie podmienky a predpoklady pre možnosť prevádzkovania v podmienkach dlhodobej prevádzky.

Na blokoch JE V2 sa od roku 2009 realizoval projekt SAM (Severe Accident Management –

riadenie ťažkých havárií), ktorý vychádza z legislatívnych požiadaviek a medzinárodných odporúčaní. Prijaté riešenia sú podporené výsledkami analýz, skúšok a experimentov.

Dlhodobá prevádzka blokov V2

Dlhodobá prevádzka 3. a 4. bloku jadrovej elektrárne Bohunice V2 (prevádzka po 30-tich rokoch od uvedenia do prevádzky) vychádza z predpokladov naplnených v programov modernizácie a zvýšenia výkonu oboch blokov a je logickým vyústením všetkých činností, ktorých výsledkom je iná elektráreň akou bola na začiatku prevádzky.

Bezpečnostné rezervy projektu JE v mnohých prípadoch presahujú aj dnes všeobecne uznávané medzinárodné štandardy a poskytujú potenciál na ďalšie dlhodobé a bezpečné prevádzkovanie 3. a 4. bloku JE Bohunice. Zavedený program riadenia starnutia umožňuje monitorovať a vyhodnocovať vplyv prevádzky a degradačných procesov na vybrané systémy, konštrukcie a komponenty JE, sledovať trendy zmien ich stavu, a včas prijímať nápravné opatrenia na odstránenie alebo zmiernenie príčin starnutia. Dôsledná realizácia tohto programu a pravidelné preukazovanie bezpečnosti zariadenia Úradu jadrového dozoru SR sú predpokladom dlhodobej prevádzky elektrárne V2 aj na ďalšie štyri dekády.

Na preukázanie prevádzkyschopnosti jadrových zariadení je držiteľ povolenia povinný pravidelne hodnotiť, overovať a neustále systematicky zvyšovať úroveň jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení a najmenej raz za desať rokov vykonávať komplexné periodické hod-

↗ **Obr. 5:** Reaktorová sála – príprava na montáž reaktora 4. bloku EBO V2 (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

↑ **Obr. 6:** Reaktorová sála – výmena paliva na 4. bloku EBO V2 dnes (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)



→ ↑ ↓ ← ↶ ↷ ↸
Obr. 7: Postament reaktora – výmena paliva na 4. bloku (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

notenie jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení a prijímať opatrenia na odstránenie zistených nedostatkov a na elimináciu ich výskytu v budúcnosti. Ostatné periodické hodnotenie bolo vykonané v roku 2017.

Otvorená komunikácia s regiónom

K transparentnosti informovania verejnosti o prevádzke a bezpečnosti jadrovej elektrárne bola v regióne jadrovo-energetickej lokality Jaslovské Bohunice v roku 2007 vytvorená Občianska informačná komisia Bohunice (OIK Bohunice), ktorej členmi sú volení zástupcovia samosprávy regiónu. Stretávajú sa so zástupcami manažmentu EBO V2 a ďalších jadrových spoločností pôsobiach v tejto obci dva až trikrát ročne, aby diskutovali o aktuálnych témach a problémoch. Súčasným predsedom OIK Bohunice je PhDr. Július Zemko, starosta obce Špačince, ktorý v minulosti (od roku 1990) pôsobil aj v Bohuniciach na elektrárni V1 ako správca hlavného výrobného bloku.

Spomienky zo života elektrárne V2

Na spomienky zo spúšťania elektrárne V2 sme sa spýtali aj pamätníkov. Jedným z nich je **Anton Venhart**, ktorý slúžil na blokovej dozorni 3. bloku ako operátor sekundárneho okruhu práve na zmene, počas ktorej bol 3. blok po prvýkrát prifázovaný k sieti. Počas svojej kariéry v JE Bohunice V2 prešiel postupne všetkými postami na blokovej dozorni, dvadsať rokov

slúžil ako zmenový inžinier a do dôchodku odchádzal z pozície manažéra prevádzky.

Ako si spomínate na spustenie

3. bloku v 80-tych rokoch?

V tom čase už existovali isté skúsenosti s prevádzkou jadrových blokov, či už to bola elektráreň A1 alebo elektráreň V1. Bolo jasné, že uhoľné elektrárne dosluhujú a pre ďalší rozvoj ekonomiky Československa bolo potrebné zabezpečiť s istým predstihom stabilný mohutný zdroj elektrickej energie. V2 bola predurčená na to, aby sa energia transportovala na dlhé vzdialenosti. Spustenie blokov V2 v Bohuniciach malo veľmi veľký význam z hľadiska zásobovania elektrickou energiou, hlavne v prípade veľkých odberateľov – veľkých priemyselných podnikov.

Na V2 ste strávili viac ako tri desiatky rokov. Akými zmenami elektráreň prešla?

Určite to nie je tá istá elektráreň ako pred 40-mi rokmi. Sám som bol iniciátorom niektorých zmien. Získaním prevádzkových skúseností sa postupne dopĺňala prevádzková dokumentácia. Hlavne po udalosti v Černobyle došlo k veľkým zmenám – z pohľadu dokumentácie a celkovo spôsobu prevádzkovania našich blokov, hoci boli fyzikálne odlišné od černobyľských. Inovovali sa aj postupy na ochranu personálu a obyvateľstva a vybudovalo sa najmodernejšie podzemné havarijné riadiaceho stredisko.

Tak ako prirodzene zariadenie elektrárne starlo a opotrebovávalo sa, vymieňali sme ho za modernejšie, spoľahlivejšie, nasadzovala sa výpočtová technika v oveľa väčšej miere ako tomu bolo v osemdesiatom štvrtom roku.

Na post riaditeľa elektrárne bolo v histórii EBO V2 vymenovaných 15 riaditeľov. Niekoľkých z nich sme sa spýtali, čo im najviac utkvelo v pamäti z obdobia riadenia elektrárne a na čo sa v danom období zameriavali. **Milan Molnár** bol riaditeľom od roku 2010 do polovice roku 2015.

S čím mimoriadnym ste sa stretli ako riaditeľ bohunickej V2?



V roku 2011 prišla Fukušima a množstvo práce spojené s analyzovaním, ako by podobná udalosť dopadla u nás. Bola to veľká škola pre všetkých – technicky aj organizačne. Tém a úloh bolo veľa a všetky dokopy priniesli zlepšenie výsledkov elektrárne. Zaviedli sme SAP do riadenia všetkých činností závodu. Nešlo len o softvér, dôležitejšia bola zmena evidencie a riadenia všetkých činností. Spolu s tým prebehla robustná organizačná zmena – preskupenie útvarov a zodpovedností. Všetci sme sa učili robiť v novom informačnom prostredí v iných pozíciách a hlavne sa zlepšil monitoring splnených úloh a vykonaných prác. Úplne inak sme začali pripravovať a riadiť odstávky. Boli sme európskym lídrom v zavedení procesu riadenia údržby elektrárne EQR. Za tých niekoľko rokov sme sa v hodnotení výsledkov elektrární celého

sveta dostali na špicu WANO. Klesal nám počet prevádzkových udalostí, počet úrazov, skrátili sme odstávky a poruchovosť elektrárne v roku klesla až takmer k nule. Znížili sme produkciu odpadov aj kolektívnu dávku ľudí. Veľa sme sa učili v zahraničí, a najmä v USA. V tom období sme tiež zriadili medzinárodnú skupinu odborníkov NSAC (Nuclear Safety and Advisory Committee), od ktorých sa dodnes učíme priamo tu na pochôdkach po našich elektrárňach.

Martin Mráz nastúpil na pozíciu riaditeľa v polovici roku 2015, neskôr pôsobil aj ako riaditeľ AE Mochovce a v súčasnosti je riaditeľom dokončovania a spúšťania systémov MO34.

Čo bolo v tom čase na V2 výnimočné? V rokoch 2015 a 2016 nás čakali rozšírené generálky a v roku 2016 aj dlhšie plánovaná spoločná

↑
Obr. 8: Strojovňa EBO V2 (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

↙
Tab. 2: Riaditelia EBO V1 a V2

Riaditelia EBO V1 a V2		
1957 – Ján Tomčík	1991 – Juraj Kmošena	2003 – Róbert Guniš
1970 – Kristián Kosťovský	1992 – Róbert Guniš	2010 – Milan Molnár
1980 – Milan Kozák	1994 – Ladislav Rafaj	2015 – Martin Mráz
1986 – Viliam Ziman	1995 – Tibor Mikuš	2019 – Patrik Kašo
1989 – Adolf Kršteník	1996 – Štefan Schmidt	2023 – Peter Farkaš

odstávka blokov za účelom kontroly a výmeny zakopaných potrubí technickej vody dôležitej. Kvôli tomu išli v týchto rokoch výsledky z pohľadu výroby dolu, neskôr, keď som končil pôsobenie na V2-ke sme sa postupnými krokmi k výborným výsledkom rokov 2013 a 2014 znova vracali.

Obdobie 2015 a 2016 bolo výnimočné aj tým, že prebiehala zmena akcionárskeho zloženia našej spoločnosti z dôvodu avizovaného odchodu skupiny Enel. Postupne našu V2 navštívilo šesť tímov od šiestich rôznych záujemcov a k samotnej zmene akcionára prišlo v lete 2016.

Atómka je môj život. Chladiace veže patria do koloritu krajiny, kde som vyrastal. Ako malý chlapec som ich videl z okna paneláku v Trnave. Neviem si predstaviť, ako by to vyzeralo bez nich.

Patrik Kašo rád hovorí, že mu je trnavský región súdený – absolvoval Strednú priemyselnú školu elektrotechnickú v Piešťanoch, školoil sa na operátora v Trnave a 4,5 roka strávil na pozícii riaditeľa EBO.

Čo sa vám vybaví ako prvé keď sa povie EBO V2?

Na funkciu riaditeľa EBO som prišiel z Mochoviec v máji 2019. V prvom rade som tu stretol výnimočné kolegyne a kolegov, ľudí, ktorým záleží na ich atómke a priložili svoje ruky a um k dielu vždy, keď to bolo potrebné. V hlave sa mi stále otvárajú spomienky na naše stretnutia, keď sme spolu hľadali najlepšie riešenia pre našu V2-ku. Spomínam si už len matne na obdobie COVIDu – rúška, masky, rozostupy, testovanie... Dnes to znie divne, ale celé to obdobie

bolo divné – museli sme zaviesť preventívne ochranné opatrenia pre zabezpečenie plynu-lej prevádzky, tiež sme museli upravovať rozsah a harmonogram odstávok len na nevyhnutné práce, ale aj cez toto sme si spolu v Bohuniciach prešli.

Súčasný riaditeľ JE Bohunice, **Peter Farkaš**, podobne ako jeho predchodca Patrik Kašo, prišiel z Mochoviec, kde pôsobil naposledy ako manažér prevádzky.

Ako vidíte jadrovú energetiku v súčasnosti a čo nás čaká v EBO v blízkej budúcnosti?

Rozhodnutie ísť cestou jadrovej energie sa hlavne v uplynulých rokoch ukázalo byť veľmi prospešné, či už je to z pohľadu znižovania emisií skleníkových plynov alebo z pohľadu nedávnej energetickej krízy, kedy ceny elektrickej energie veľmi rýchlo vzrástli, a my sme boli schopní dodať elektrickú energiu pre domácnosti Slovenska za bezkonkurenčné ceny v porovnaní so zvyškom Európy. Myslím si, že jadrová energetika bude mať v ďalších 30–40 rokoch ešte významnejšiu rolu ako je to dnes a bude tvoriť najdôležitejší prvok energetického mixu. Zmeny, ktoré čakajú jadrovú elektrárňu Bohunice v najbližších rokoch, sú modernizácia – zavádzanie nových technológií, aplikácia umelej inteligencie, ako aj inštalovanie moderných diagnostických systémov, ktoré budú využívané na monitorovanie pre efektívnejšiu a bezpečnejšiu výrobu elektrickej energie.

Témou ostatných rokov je aj veľká obmena personálu našich jadrových elektrární. Aký by mal byť ideálny jadrový profesionál?



→ **Obr. 9:** Tepelný napájač EBO do okolitých miest (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)



Človek, ktorý chce pracovať v jadrovej elektrárni, musí mať technické znalosti, musí mať isté vlastnosti potrebné pre prácu v atómke. Sú to v prvom rade zodpovednosť, tímová spolupráca, ale aj chuť vzdelávať sa a ďalej rozširovať svoje vedomosti. Slovenské elektrárne získali už piaty rok po sebe ocenenie Najzamestnávateľ v kategórii Priemysel a výroba, čo svedčí o tom, že naši zamestnanci sú spokojní a zamestnávateľ im ponúka nielen množstvo benefitov, ale

aj nadštandardné možnosti kariérneho rastu. Súčasným aj minulým zamestnancom by som sa chcel poďakovať za to, že odviekli zodpovednú prácu a udržiavali elektrárne v kondícii, kedy bude schopná vyrábať elektrickú energiu ešte niekoľko desaťročí. A budúcim zamestnancom – na tých sa obzvlášť teším – by som chcel odkázať, že rozhodnutie zamestnať sa v jadrovej energetike je ten správny krok, ktorý určite nebudú ľutovať.

↑ **Obr. 10:** Výcvik na novom simulátore EBO (zdroj Slovenské elektrárne, a.s.)

Za svoju 40-ročnú históriu elektrárne Bohunice vyrobila viac ako 260 TWh elektrickej energie. Ak by sme to porovnali s výrobou v tepelných elektrárňach, tak bohunická V2-ka zabránila od začiatku prevádzky emisiám viac ako 200 mil. ton CO₂. Okrem toho dodali od začiatku prevádzky do okolia aj vyše 57 mil. GJ tepla, čo predstavuje teplo v objeme ročnej dodávky tepla z centralizovaných zdrojov v SR. Slovenské elektrárne sú najväčším výrobcom elektrickej energie na Slovensku so svojimi 2 jadrovými elektrárňami s 5 reaktormi, 31 vodnými a 2 fotovoltickými elektrárňami.



Mgr. Róbert Holý
robert.holy@seas.sk

V roku 1992 absolvoval štúdium na Univerzite Komenského, odb. Tv–Anglický jazyk. Od ukončenia univerzity pracuje v Slovenských elektrárňach – najprv ako tlmočník a prekladateľ, a od roku 1996 ako vedúci informačného centra AE Mochovce. Neskôr pracoval ako vedúci oddelenia komunikácie EMO a následne ako vedúci komunikácie oboch jadrových elektrární. Pod jeho vedením vzniklo v Mochovciach interaktívne informačné centrum Energoland, ktoré ocenila aj Európska nukleárna spoločnosť v roku 2017 cenou Komunikačný projekt roka. Aktívne pracuje v SNUS ako vedúci sekcie komunikácie. Dlhé roky je zástupcom Slovenských elektrární v pracovných skupinách FORATOM-u a od roku 2022 je predsedom Výboru pre komunikáciu a obhajobu jadra v Nucleareurope.

Energie z jádra se v českých domácnostech poprvé objevila před 40 lety

Ing. Roman Havlín

ČEZ, a. s., divize jaderná energetika, Jaderná elektrárna Dukovany

V sobotu 3. května 2025 uplynulo 40 let od zahájení zkušebního provozu první jaderné elektrárny na území České republiky, u obce Dukovany. Od svého spuštění v roce 1985 se dukovanská elektrárna stala klíčovým pilířem energetické stability a bezpečnosti země. S dosavadní výrobou přesahující 526 600 GWh čisté bezemisní energie je zdrojem s největší výrobou u nás, která by stačila pokrýt celkovou spotřebu České republiky na celých 9 let. Výstavba a velmi krátké uvedení jednotlivých bloků do provozu, které proběhlo v letech 1985 až 1987 je dodnes světovým úspěchem české jaderné energetiky.

On Saturday, May 3, 2025, it was 40 years since the trial operation of the first nuclear power plant in the Czech Republic, near the village of Dukovany, began. Since its commissioning in 1985, the Dukovany power plant has become a key pillar of the country's energy stability and security. With a total production exceeding 526,600 GWh of clean, emission-free energy, it is the largest source of production in the country, which would be enough to cover the total consumption of the Czech Republic for a full 9 years. The construction and very short commissioning of individual units, which took place between 1985 and 1987, remains a global success of Czech nuclear energy.

Obr. 1: Letecký pohled na areál jaderné elektrárny Dukovany (zdroj: ČEZ, a. s.)



V sobotu 3. května 2025 uplynulo 40 let od zahájení zkušebního provozu první jaderné elektrárny na území České republiky, u obce Dukovany. Od svého spuštění v roce 1985 se dukovanská elektrárna stala klíčovým pilířem energetické stability a bezpečnosti země. S dosavadní výrobou přesahující 526 600 GWh čisté bezemisní energie je zdrojem s největší výrobou u nás, která by stačila pokrýt celkovou spotřebu České republiky na celých 9 let. Výstavba a velmi krátké uvedení jednotlivých bloků do provozu, které proběhlo v letech 1985 až 1987 je dodnes světovým úspěchem české jaderné energetiky.

O stavbě dvou bloků se rozhodlo v létě 1970

V červnu 1970 proběhlo jednání zástupců ČSSR a SSSR o projektování jaderných elektráren v Československu a hned v srpnu byly stanoveny zásady přípravy stavby s jaderným reaktorem VVER o výkonu 440 MW, typ V 230. Zároveň bylo schváleno staveniště u Dukovan pro jadernou elektrárnu, označenou jako V2. Projekt reaktoru a celého primárního okruhu byl svěřen projekční kanceláři LOTEV v Leningradu (dnes Sankt Petěrburg), ale pro výrobu hlavních součástí elektrárny (reaktorů, parogenerátorů

a hlavních cirkulačních potrubí, turbín, generátorů) byly zvoleny československé firmy. Podle jaderného paliva měly být součástí dodávky ze SSSR i systémy kontroly a řízení. Generálním dodavatelem technologie z Československa, včetně její montáže a montáží zařízení dodaného ze SSSR, byl jmenován podnik Škoda Plzeň. Závěry z těchto jednání dostaly „pečeť“ Usnesením vlády ČSSR č. 195 z 27. 8. 1970. Investiční záměr byl schválen v prosinci 1970. V první polovině roku 1971 už běžel podrobnější stavebně geologický průzkum, geodetická zaměření na staveništi, rozbor vod a meteorologický průzkum lokality — příprava výstavby začala velmi rychle.

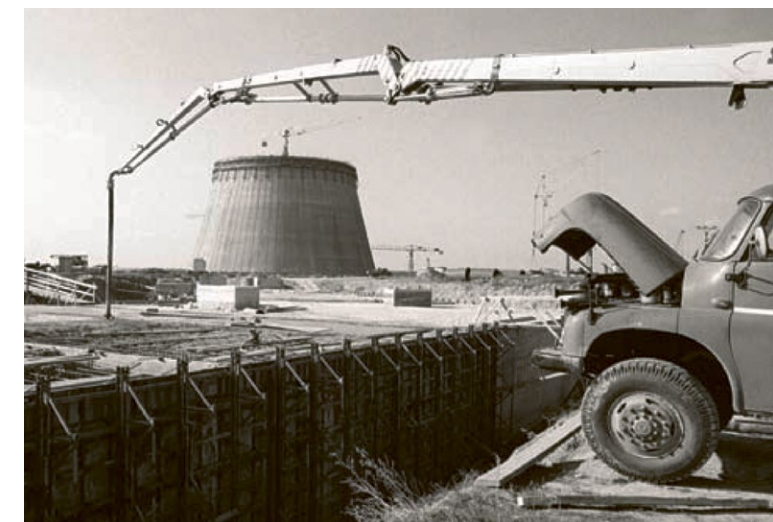
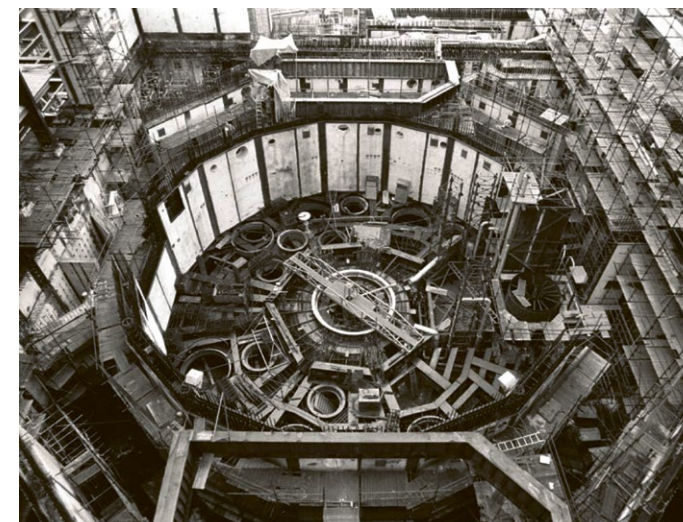
Čtyři bloky VVER-440 dostaly zelenou v březnu 1977

Zatímco na budoucím staveništi probíhaly od dubna 1974 přípravné práce podle dílčích, postupně zpracovávaných projektů, přijalo Předsednictvo vlády ČSSR v červenci 1975 přelomové usnesení, kterým byla stavba jaderné elektrárny V2 2× 440 z Dukovan převedena do Jaslovských Bohunic jako bloky č. 3 a 4. Zároveň bylo rozhodnuto pokračovat v přípravě staveniště

↑
Obr. 2: Stavba chladicích věží HVB 1 v březnu 1980 (zdroj: ČEZ, a. s.)

↓
Obr. 3: Výstavba šachty reaktoru a cirkulačních smyček (zdroj: ČEZ, a. s.)

↓
Obr. 4: Betonáž základové desky v březnu 1980 (zdroj: ČEZ, a. s.)



PROVOZ A VÝSTAVBA JADERNÝCH ZAŘÍZENÍ



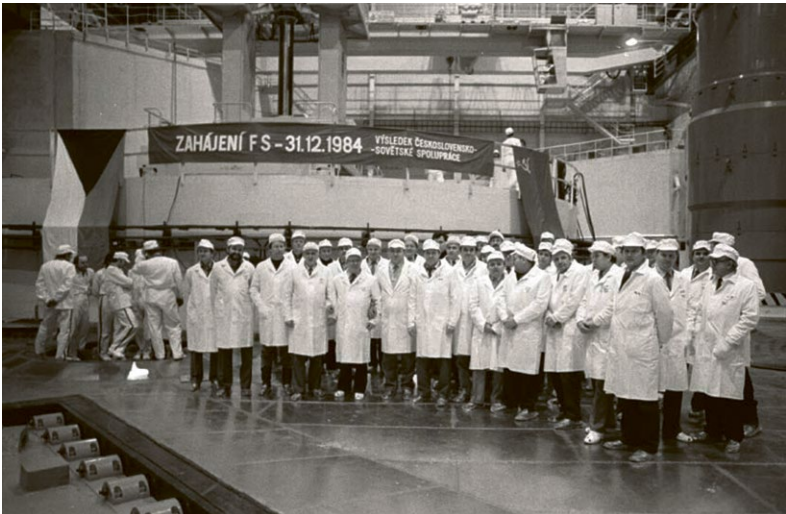
Obr. 5: Staveniště v červenci 1983 (zdroj: ČEZ, a. s.)



Obr. 6: Zahájení zavážky paliva dne 31. 12. 1984 1. a 2. bloku jaderné elektrárny Dukovany (zdroj: ČEZ, a. s.)



Tab. 1: Souhrnné údaje o spouštění jednotlivých bloků JE Dukovany



u Dukovan pro elektrárnu — již se čtyřmi bloky VVER-440. Tímto usnesením byla dána současná (vnější) podoba Jaderné elektrárny Dukovany, ale stále se ještě uvažovalo o starších reaktorech V 230. Kvalitativní zlom nastal v roce 1976, kdy předsednictvo vládyuložilo ministru paliv a energetiky předložit do konce roku 1976 zprávu s návrhem opatření na zajištění výstavby Jaderné elektrárny Dukovany se čtyřmi bloky VVER-440 – typu V 213, tedy reaktory VVER-440 druhé generace s kontejnmentem. Stavba dukovanské elektrárny finálně dostala zelenou až usnesením předsednictva vlády č. 43 ze dne 3. března 1977, to už přímo ukládá místopředsedovi vlády a předsedovi Státní plánovací komise zařadit do návrhu prováděcího plánu na rok 1978 zahájení výstavby Jaderné

elektrárny Dukovany se čtyřmi reaktory VVER-440 typu V 213.

Světový rekordman v uvedení do provozu

První reaktorový blok byl uveden do provozu v květnu 1985. Za necelý rok po něm následoval druhý blok, na kterém byl zkušební provoz zahájen v březnu 1986. V prosinci stejného roku byl zahájen zkušební provoz 3. bloku a Elektrárna Dukovany se tak stala držitelem světového a dodnes nepřekonaného rekordu, kdy během jednoho roku byly do provozu uvedeny dva jaderné bloky jedné elektrárny. Od července 1987 jsou v provozu všechny čtyři výrobní bloky. Více než 80 % použitých zařízení v Jaderné elektrárně Dukovany bylo vyrobeno v ČR.

Spolehlivost a bezpečnost na prvním místě
Česká republika se v devadesátých letech připravovala na přijetí do Evropské unie, a proto harmonizovala řadu svých zákonů podle vzoru a zásad EU. Mezi jinými zákony byla připravována i liberalizace energetického trhu ČR a došlo i na úvahy o prodeji elektrárenské společnosti ČEZ. Tyto společensko-politické záměry vyžadovaly, aby Jaderná elektrárna Dukovany prokázala, že je cenným energetickým zdrojem, který bude mít své místo i v Evropské unii

a je konkurenceschopný. Na to ČEZ zareagoval strategií ABC – Akceptovatelnost, Bezpečnost a Cena. Jejím uplatněním došlo k řadě změn nejen v technice a provozu elektrárny, ale i ve firemní kultuře. K realizaci ABC byl v říjnu 1999 přijat Program Harmonizace – zvyšování výkonnosti ČEZ-EDU na úroveň nejlepší světové praxe. Na Harmonizaci navázaly další strategické projekty – program dlouhodobého provozu koncipovaný v letech 2007–2008, projekt Využití projektovaných rezerv EDU. V době, kdy vznikla



Obr. 7: Účastníci slavnostního zahájení zavážky paliva do reaktoru 1. bloku (zdroj: ČEZ, a. s.)

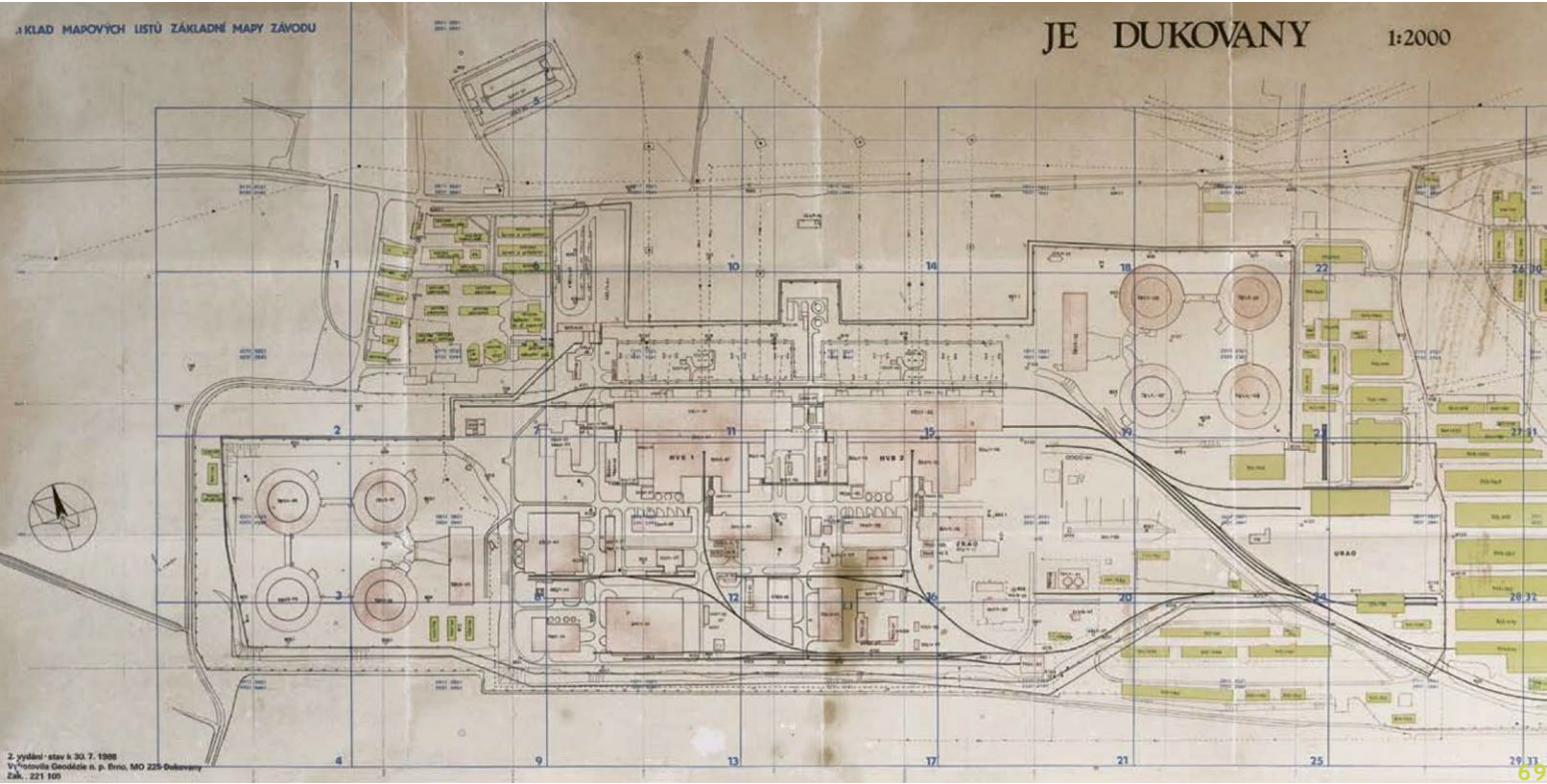


Obr. 8: Spouštění 1. bloku dne 3. 5. 1985 (zdroj: ČEZ, a. s.)



Obr. 9: Plán jaderné elektrárny Dukovany ze 30. července 1988 (zdroj: ČEZ, a. s.)

Blok	1	2	3	4
Osazení TNR	26. 12. 1982	22. 4. 1983	27. 2. 1985	20. 12. 1985
Hydrozkouška 1.	25. 11. 1983	6. 4. 1984	12. 3. 1986	2. 9. 1986
Hydrozkouška 2.	7. 5. 1984 – 12. 5. 1984	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou IHZ	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou IHZ	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou IHZ
Revize 1.	25. 6. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Hydrozkouška 3. (horká)	27. 10. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Revize 2.	27. 12. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Integrovaná hydrozkouška		15. 10. 1985	24. 6. 1986	30. 12. 1986
Zavážení paliva	31. 12. 1984 – 17. 1. 1985	21. 12. 1985 – 28. 12. 1985	2. 10. 1986	29. 4. 1987
MKV	12. 2. 1985	23. 1. 1986	28. 10. 1986	1. 6. 1987
Přifázování	24. 2. 1985	30. 1. 1986	14. 11. 1986	11. 6. 1987
100% výkon	26. 3. 1985	21. 2. 1986	7. 12. 1986	3. 7. 1987
Zkušební provoz	3. 5. 1985	20. 3. 1986	20. 12. 1986	19. 7. 1987
Trvalý provoz	3. 11. 1985	21. 9. 1986	20. 6. 1987	19. 1. 1988
Kolaudační rozhodnutí	12. 12. 1988	15. 12. 1988	14. 6. 1989	21. 5. 1990





↑
Obr. 10: Mise OSART
7. 9. 1989 (zdroj: ČEZ, a. s.)



↗
Obr. 11: Kontrola SÚJB
na EDU 13. 11. 1997
(zdroj: ČEZ, a. s.)

↗
Obr. 12: MAAE na
EDU 23. 4. 2009 (zdroj:
ČEZ, a. s.)

→
Obr. 13: Přeprava nového
statoru na strojovně
1. 2. 2009 (zdroj: ČEZ, a. s.)

strategie ABC tu byl zkušený tým zaměstnanců Dukovan, znalý své elektrárny, schopen naplnění úkolu. Všechny další plány zvýšení efektivity, obnovy a dlouhodobého provozu Dukovan mají své kořeny právě ve strategii ABC.

Během čtyř desetiletí provozu se Dukovany staly také synonymem pro spolehlivost a bezpečnost. Čtyři reaktorové bloky typu VVER-440 byly postupně modernizovány, aby splňovaly současné nejpřísnější bezpečnostní standardy. Modernizace zahrnovaly například výměnu nízkotlakých částí turbín, rekonstrukci kondenzátorů a instalaci nových chladicích věží. Díky těmto investicím se podařilo posílit bezpečnost provozu a zároveň zvýšit efektivitu výroby elektrické energie.

Významný přínos pro energetickou soběstačnost

Od okamžiku spuštění elektrárny přispěla ke stabilizaci energetické sítě. Dukovany ročně vyprodukují přibližně 15 TWh elektrické energie, což pokrývá zhruba 20 % celkové roční spotřeby elektřiny v České republice, a významně tak přispívá k energetické soběstačnosti a bezpečnosti země. Díky bezemisní výrobě elektřiny hraje Dukovany i dnes klíčovou roli v přechodu na čisté a udržitelné zdroje energie.

V novodobé historii lze za významný milník označit přechod bloků z jedenáctiměsíčních palivových kampaní na šestnáctiměsíční a zvýšení dosažitelného výkonu bloků z 500 MW na 512 MW, kterého energetici úspěšně dosáhli na všech čtyřech blocích v uplynulých dvanácti měsících. Roční výroba elektrárny se tak může

zvýšit až o 350 000 MWh čisté bezemisní energie, což je pro představu roční spotřeba 100 000 českých domácností.

Podpora regionální ekonomiky

Jaderná elektrárna Dukovany měla od počátku pozitivní dopady do ekonomiky celého pro-



vozu, a to nejen spuštěním elektrárny, ale už od samotné výstavby. Původní hodnota investice ve výši 27 mld. Kčs, které tenkrát elektrárna stála, se pozitivně odrazila nejen v energetice, ale také v průmyslu, stavebnictví, školství nebo obchodě. Za roky 1985–2024 se do údržby a modernizace investovalo dalších 67,07 mld. Kč.

Už během výstavby se elektrárna stala hnačím motorem rozvoje celého regionu, a to jak v oblasti zaměstnání, tak i rozvoje vzdělanosti, bydlení a navazujících služeb. Přímou v elektrárně pracuje přibližně 3 000 zaměstnanců elektrárny a dodavatelů, a její provoz vytváří až 30 000 pracovních míst v širším okolí. Na počátku roku 2025 bylo v elektrárně přes 150 zaměstnanců, kteří zde pracují 40 i více let. Tímto způsobem Dukovany přispívají k socioekonomickému rozvoji regionu a zajišťují stabilní pracovní příležitosti pro místní obyvatele.

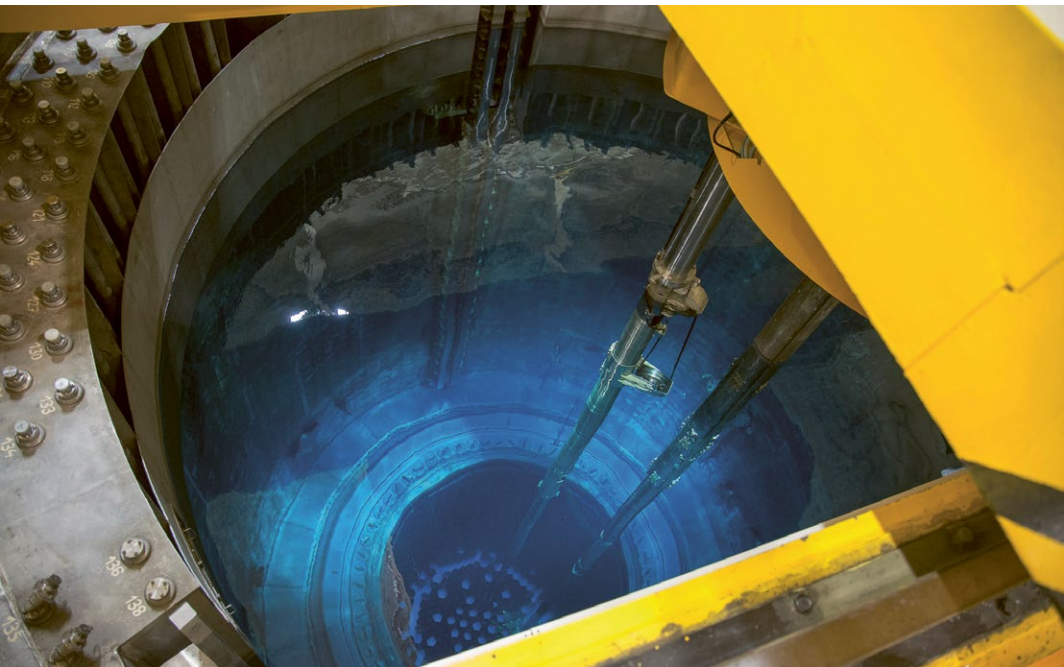
←
Obr. 15: Pracovníci
elektrárny při výměně
palivových kazet
(zdroj: ČEZ, a. s.)

↓
Obr. 14: Reaktorový sál
1. a 2. bloku jaderné
elektrárny Dukovany
(zdroj: ČEZ, a. s.)



→
Obr. 16: Pohled do reaktoru 3. bloku během odstávky (zdroj: ČEZ, a. s., foto: Jan Sucharda)

↓
Obr. 17: Letecký pohled na jadernou elektrárnu Dukovany a Dalešickou přehradu, která elektrárně slouží jako zdroj technologické vody (zdroj: ČEZ, a. s.)



Provoz elektrárny přinesl také podporu místního komunitního života. Každoročně ČEZ v okolí elektrárny podporuje řadu sociálních, kulturních, sportovních nebo charitativních projektů na úrovni 50 milionů korun.

Budoucnost Dukovan
ČEZ jako provozovatel elektrárny počítá s další modernizací a údržbou zařízení tak, aby byl zajištěn bezpečný a spolehlivý provoz stávajících bloků sedmdesát i více let. Do údržby a modernizace provozu JE Dukovany investuje ročně



ně kolem 3 miliard korun. Plány zahrnují například modernizaci kontrolních a řídicích systémů, výměnu kabeláží nebo bezpečnostních systémů, které zajistí, že Dukovany budou i nadále plnit svou roli stabilního a bezpečného zdroje energie.

Další budoucností Dukovan, jako klíčového regionu pro energetickou soustavu a bezpeč-

nost země, je plánovaná výstavba dvou nových výrobních bloků, které doplní a časem nahradí výrobu ze stávajících bloků. Preferovaným dodavatelem těchto bloků se na základě výběrového řízení a podpisu smlouvy stala 4. června 2025 jihokorejská společnost KHNP. Podle předpokladu je spuštění nových bloků plánováno na roky 2036 a 2037.

↑
Obr. 18: Vizualizace výstavby nových jaderných bloků v lokalitě Dukovany (zdroj: ČEZ, a. s.)



Ing. Roman Havlín

Po absolvování Gymnázia Tišnov v roce 1991 pokračoval v úspěšném studiu katedry Strojního inženýrství na VUT Brno. Hned na prahu jeho profesní cesty stála Jaderná elektrárna Dukovany provozovaná společností ČEZ, a. s., se kterou spojil celý další profesní život. V roce 1996 zahájil dvouletý výcvik na pozici operátora sekundárního okruhu, po jehož absolvování řídil nejadernou část výrobního bloku elektrárny Dukovany. Další zastávkou byla pozice operátora primárního okruhu s odpovědností za řízení a provoz jaderného reaktoru a celý primární okruh výrobního bloku.

Od roku 2007 působil na různých manažerských funkcích, s odpovědností za řízení útvarů o velikosti desítek až stovek pracovníků. Přes vedoucího oddělení podpory provozu, experta rozvoje technologií, odbor řízení provozu Jaderné elektrárny Dukovany, došel do funkce ředitele útvaru bezpečnosti jaderných elektráren Dukovany a Temelín v divizi jaderná energetika. Díky odborným zkušenostem včetně těch zahraničních v roce 2020 převzal provozně i bezpečnostně klíčovou pozici ředitele Jaderné elektrárny Dukovany. Svoji pozornost věnuje také firemnímu i mezifiremnímu mentoringu a jaderná energetika je jeho velkou profesní láskou.

Z knihy Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností

Ze vzpomínek Zdeňka Kříže, díl patnáctý

Tak, jak se od poloviny padesátých let vyvíjely 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.

Přeprava jaderných materiálů

S rozvojem našeho jaderného programu bylo na počátku 80. let potřeba zahájit přepravy vyhořelého jaderného paliva z lokality v Jaslovských Bohunicích do přepracovacího závodu Maják v SSSR. Důvodem bylo, že bazény vyhořelého paliva na elektrárnách se postupně zaplňily. Přepravy čerstvého paliva probíhaly plně v režii sovětské strany. V roce 1983 již bylo nutné zahájit přepravy vyhořelého paliva V-1, ale i z A-1, kde se po odstavení JE A-1 palivo pro přepravu připravovalo. Nutno uvést, že všechny přepravy vyhořelého paliva z VVER včetně jeho přepracování byly v té době realizovány zdarma. To bylo v mezinárodní praxi zcela výjimečné.

Dne 19. 4. 1983 byla ustavena Meziřesortní koordinační komise (MKK) pro koordinaci přeprav vyhořelého jaderného paliva z jaderných elektráren a vydáno společné opatření pěti ministrů (FMPE – energetika, FMTIR – technický a investiční rozvoj, FMNO – obrana, FMV – vnitro a FMD – doprava), které tak nahradilo dosud neexistující právní předpis a stanovilo požadavky na schvalovací řízení pro přepravy, obsah požadované dokumentace, zejména osvědčení o transportním obalovém souboru, na jehož

schválení byla bezpečnost přeprav založena. Požadavky bezpečnosti ve společném opatření definoval v rámci účasti FMTIR dozor ČSKAE ve spolupráci s ostatními resorty.

Historicky první přeprava vyhořelého paliva po železnici byla schválena 24. 6. 1983 a proběhla za velmi přísných až maximalistických opatření, aby při ní nemohly vzniknout žádné problémy. Na základě zkušeností s první přepravou byla do vlády předložena společná zpráva všech resortů. Později na základě zkušeností z dalších přeprav vydalo FMD Zásady přeprav jaderného paliva na tratích ČSD, kde již byly některé bezpečnostní požadavky realisticky zmírněny.

Stejně jako v převážné většině zemí byla pro potřeby přeprav z hlediska jaderné bezpečnosti převzata Pravidla MAAE pro bezpečnou přepravu jaderných materiálů (Safety Series No. 6), která byla vydána v 70. letech a revidována v roce 1987. Tento objemný materiál byl přeložen do češtiny a vydán v „Modré řadě“ jako závazné doporučení dozoru ČSKAE. Je to názorný, i když výjimečný příklad, jak dokument MAAE může být prakticky přímo převzat do národní legislativy. To také značně usnadnilo schvalování obalových souborů (kontejnerů) pro mezi-

národní přepravy, protože všechny země dokument MAAE převzaly do svých legislativ, a proto měly stejné požadavky. Dokumentu MAAE bylo možno využít pro schvalování našich kontejnerů včetně jejich zkoušek (např. kontejner T-15 pro palivo z A-1) a přebírání licencí kontejnerů vydaných v jiných zemích (např. C-30 z NDR, CASTOR z NSR).

V případě realizace vlastních přeprav se však národní požadavky mohly značně lišit např. z hlediska národních požadavků fyzické ochrany a různých kompetencí resortů v rámci jednotlivých zemí. To vyvolávalo určité problémy, které bylo nutné řešit ad hoc v rámci realizace konkrétních přeprav.

Ve 2. polovině 80. let probíhalo ročně 10–15 přeprav čerstvého nebo vyhořelého paliva formou vnitropodnikových přeprav (v EBO a v EDU), mezipodnikových přeprav (z EDU do společného mezikladu vyhořelého paliva v EBO) a mezinárodních přeprav mezi našimi jadernými elektrárnami a přepracovacím závodem v SSSR.

Výkon dozoru při přepravách jaderného paliva jako nová činnost dozoru ČSKAE spočívala nejen v hodnocení bezpečnostní dokumentace (osvědčení o kontejneru, bezpečnostní dokumentace přeprav, havarijní řady), ale také v inspekční činnosti inspektora ČSKAE před přepravou a v jejím průběhu v doprovodném voze.

Přepravy jaderného paliva probíhaly nejen po železnici, ale i po silnici a letecky (např. čerstvé palivo pro výzkumné reaktory). Přes velké množství přeprav, které byly každoročně realizovány, nedošlo při žádné z nich k bezpečnostně závažné situaci, což svědčí o tom, že systém byl ze strany dozoru dobře nastaven a kontrolován, a že přepravci, a provozovatelé plnili své úkoly z bezpečnostního hlediska dobře. V červenci 1983, bylo dopraveno na lokalitu Dukovan první čerstvé palivo, ale sklad čerstvého paliva nebyl ještě dokončen a transport již nešlo odvolat. Dozor ČSKAE proto operativně vydal krátkodobý souhlas se skladováním paliva v budově údržby za zvláštních bezpečnostních opatření. Protože „nic není dokonalé“, došlo i v této oblasti k několika méně významným událostem, respektive změnám. V roce 1987 se ob-

jevil oficiální požadavek ruského projektanta (LOTEP), který při provozu reaktoru z bezpečnostních důvodů zakazoval pohyb velmi těžkého a rozměrného kontejneru v reaktorovém sále ve výši větší než 2 m. Bylo proto nutno trasy pohybu kontejneru v reaktorovém sále přesně stanovit a pro omezení rizika pádu z větších výšek kontejnery vybavit tlumiči pádu.

V roce 1989 první čerstvé palivo pro školní reaktor VR-1 dorazilo letecky o několik hodin dříve a tuto změnu sovětská strana včas neohlásila. Z tohoto důvodu bylo velmi krátkou dobu skladováno spolu s ostatním cargem na letišti v Ruzyni bez fyzické ochrany.

V souvislosti s přípravami přeprav vyhořelého jaderného paliva z jaderné elektrárny A-1 předložil provozovatel JE Jaslovské Bohunice v červnu 1983 žádost o vydání osvědčení na přepravní kontejner pro vyhořelé palivo z JE A-1 s označením T-15. Na rozdíl od kontejnerů pro přepravu paliva z JE s reaktory VVER byla projektantem a výrobcem tohoto kontejneru domácí organizace – ZIŠ Škoda Plzeň. Proto bylo nutné vydat vlastní osvědčení pro přepravní kontejner, což bylo první schvalovací řízení tohoto druhu u nás. Výrobce kontejneru ani dozor neměli s touto činností zkušenosti. Dozor ČSKAE se opíral o již zmíněný dokument MAAE.

Historicky první osvědčení pro přepravní kontejner T-15 bylo vydáno 27. 10. 1983. Sovětská strana požadovala zařazení kontejneru do kategorie B(U), tj. do kategorie s nejpřísnějšími požadavky na jeho výrobu a zkoušky (pádové, v ohni, pod vodou). Z ekonomických důvodů byla pádová zkouška kontejneru nahrazena konzervativním výpočtem. Následně byl, po posouzení bezpečnostní dokumentace a aktů připravenosti, vydán souhlas s manipulacemi s vyhořelým palivem. Počátkem roku 1984 pak státní dozor ČSKAE doporučil Meziřesortní koordinační komisi (MKK) zařadit přepravy vyhořelého jaderného paliva z jaderné elektrárny A-1 pod tzv. opatření pěti ministrů.

První přeprava s kontejnerem T-15, které se účastnili inspektoři ČSKAE, se konala 18.–19. 12. 1983. Většina kontrol byla prováděna v součinnosti s orgány hygienické služby SSR a v jednotlivých krajských hygienických stanicích po-

dél trasy přepravy byly vytvořeny pohotovostní skupiny pro případ vzniku havarijní situace.

V roce 1984 proběhly další 3 přepravy (celkem 48 palivových kazet), s tzv. manipulovatelným palivem, které nevyvíjelo, nebo velmi málo vyvíjelo vodík. Tyto přepravy úspěšně pokračovaly až do roku 1990.

V průběhu prvních přeprav došlo na sovětském území k zahřívání ložisek kol a zadírání soukolí vagonkontejneru o rám podvozku. Bylo nutno snížit povolenou rychlost speciálního vaku a provést některé technické úpravy. Oprava si vyžádala několik dní a došlo ke zpoždění transportu, ale z hlediska bezpečnosti nedošlo k žádnému problému. Sovětská strana podmi-

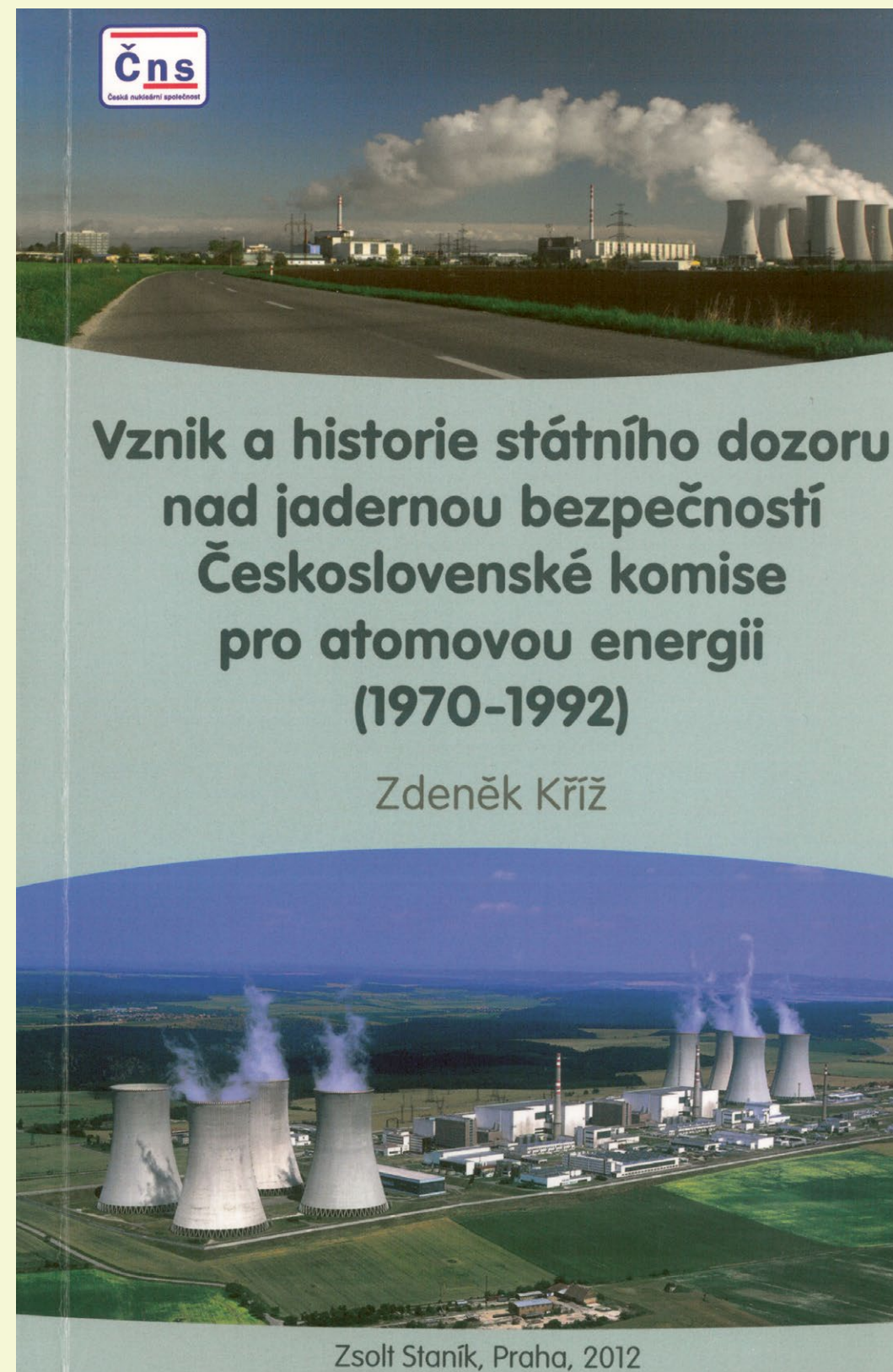
nila realizaci dalších přeprav provedením zkušební jízdy. Provedené úpravy byly realizovány i na druhém vagonkontejneru vyrobeném podle stejné dokumentace.

Nejnáročnějším problémem byla přeprava poškozeného paliva (tzv. nemanipulovatelného) JE A-1, které vyvíjelo vodík. V roce 1992 mělo dojít k prvnímu odvozu čtyř vyhořelých palivových kazet do Ruska. Všechny bezpečnostní požadavky byly splněny včetně připravenosti potřebných zařízení a státní dozor vydal souhlas s přepravou. Odvoz se však neuskutečnil v důsledku rozpadu bývalého Sovětského svazu a pro nesouhlas Ukrajiny s přepravou přes její území.



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 Řež), 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 dozorčí 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.



Obr. 2: Kniha Zdeňka Kříže, Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností Československé komise pro atomovou energii (1970-1992)

Robert Oppenheimer – může civilizace přežít s jadernou energií?

1. část

RNDr. Vladimír Wagner, CSc.
Ústav jaderné fyziky AV ČR

S objevem možnosti štěpné řetězové reakce na začátku druhé světové války se otevřela cesta k jaderné zbraní schopné zničit naši civilizaci i k jadernému reaktoru pro produkci elektřiny, který má naopak potenciál zajistit dostatek energie pro její dlouhodobý udržitelný rozvoj. Již v té době tak byli Robert Oppenheimer, považovaný za otce jaderné bomby, a jeho kolegové postaveni před otázkou, jak zajistit mírové využití jaderné energie i ve stínu ničivých jaderných zbraní. Podívejme se v historickém kontextu na tyto výzvy a postavu tohoto excelentního fyzika.

Současná situace ve světě, spojená s návratem velké války do Evropy a vyhrožováním použitím jaderných zbraní z ruské strany i na relativně vysoké politické úrovni, činí stále aktuálnější nutnost zajištění podmínek pro přežití a rozvoj naší civilizace s jadernými technologiemi. S podobnými problémy se potýkali Robert Oppenheimer a jeho kolegové před více než osmdesáti lety.

Teoretický fyzik Oppenheimer

Rok 2025 byl vyhlášen Mezinárodním rokem kvantové vědy a techniky. Cílem této iniciativy je zvýšit povědomí o kvantové fyzice, zdůraznit její význam pro moderní vědu a technologie a inspirovat následující generace vědců. Iniciativa zároveň připomíná sté výročí počátků této oblasti fyziky. Připomeňme, že počátek jaderné fyziky lze jasně datovat do roku 1896, kdy Henri Becquerel objevil radioaktivitu. Fyzici a chemici začali zkoumat svět extrémně malého. Jeho zákonitosti se nedaly pochopit a popsat bez nových fyzikálních teorií, kterými byly speciální teorie relativity a zmíněná kvantová

fyzika. Ty se tak začaly v první polovině dvacátého století vytvářet a intenzivně rozvíjet.

Oppenheimer patří mezi největší postavy zlaté éry rozvoje fyziky v první polovině dvacátého století a je také jedním z tvůrců kvantové fyziky. Zasáhl však zásadním způsobem nejen do rozvoje fundamentální fyziky, ale také do jejího praktického využití v podobě jaderných zdrojů energie. Nejen během řízení vědecké části projektu Manhattan navíc prokázal skvělé manažerské schopnosti.

Oppenheimer se narodil 22. dubna 1904 v New Yorku. Jeho rodiče byli emigranti z Německa a jednalo se o spíše sekulární židovskou rodinu. Celá řada jeho příbuzných zůstala v Německu. I to pravděpodobně silně ovlivnilo jeho postoj k nebezpečí německého fašismu a pocit nutnosti vyvinout jadernou zbraň co nejdříve. Zajímal se o vědu i umění. Jeho zájmy byly velice široké a různorodé, během vysokoškolského studia na Harvardské univerzitě se však postupně zaměřil na fyziku a chemii. Po jejím absolvování zamířil na Cambridgeskou univerzitu.

Bohužel, výběr pobytu v Cambridge nebyl pro Oppenheimera dobrou volbou. Sám



se chtěl zaměřit na teoretickou fyziku, ale tady musel povinně absolvovat laboratorní kurs zaměřený na experimenty. Jeho školitelem byl Patrick Blackett, špičkový experimentální fyzik, který studoval kosmické záření s využitím mlžných komor. Právě za tyto práce dostal po válce Nobelovu cenu. Oppenheimer však nebyl dobrý experimentátor, ani manuálně zručný. Úkoly spojené s prací na experimentální technice, které se po něm požadovaly, proto pro něj byly velmi stresující. V jejich řešení nevynikal, spíše naopak. To jej vedlo k extrémní naštvanosti na Blacketta a na Cambridge tak neměl dobré vzpomínky. Projevily se zde i jeho psychické problémy. Velice silně jej však ovlivnila návštěva Nielse Bohra na této univerzitě v roce 1926. V té době se rodila kvantová teorie a Bohr byl klíčovou postavou u jejího zrodu.

Oppenheimer byl vynikající teoretik. Teprve následný pobyt v Göttingenu tak byl pro něj tím pravým ořechovým. Göttingen byl v té době centrem teoretické fyziky a jeho školitelem zde byl jeden ze zakladatelů kvantové fyziky Max Born. Teprve zde se naplno začal projevovat jeho talent. Napsal řadu publikací, z nichž nejznámější se týká Bornovy-Oppenheimerovy

vy aproximace. Ta je postavena na možnosti oddělit v molekule pohyb atomových jader a elektronů – hmotnost atomových jader je totiž o mnoho řádů větší, než je hmotnost elektronu – a popsat tak kvantovou dynamiku molekul. Zde také dokončil doktorát.

Poté absolvoval několik postgraduálních pobytů; navštívil Caltech v Kalifornii a několik míst v Evropě, například Leiden a Curych. Zde se seznámil s celou řadou mladých fyziků a získal cenné kontakty, které se mu hodily i během projektu Manhattan. Začal také hledat místo, kde by učil a vytvořil vlastní skupinu zaměřenou na kvantovou fyziku. Nakonec se rozhodl pro profesuru na univerzitě v Berkeley. Hlavním důvodem bylo, že zde teoretická skupina zaměřená na kvantovou fyziku dosud nebyla a on ji mohl vytvořit podle svých představ. Velkou výhodou tohoto rozhodnutí bylo i to, že na této univerzitě působil i velmi šikovný experimentátor Ernest Lawrence. Ten je znám jako tvůrce nejznámějšího typu urychlovače částic – cyklotronu. Intenzivní spolupráce teoretika a experimentátora byla užitečná nejen pro projekt Manhattan. Zde si také Oppenheimer ověřil své

↑
Obr. 1: Konverzace Bohra a Oppenheimera v roce 1950 (zdroj: Niels Bohr Archive, AIP Emilio Segrè Visual Archives, <https://repository.aip.org/bohr-and-oppenheimer-converse>)

organizátorské schopnosti a získal řadu studentů a příznivců.

Velmi úzce spolupracoval na astrofyzikálních tématech s Richardem C. Tolmanem, Hartlandem Snyderem a Robertem Serberem. Jeho zájem o astrofyzikální témata vyvrcholil v sérii článků o stabilitě neutronových hvězd a jejich kolapsu do černé díry. Pokud hvězda spotřebuje palivo, přestane odolávat gravitační přitažlivé síle a začne se hroutit. Jeho poslední významná práce zaměřená na kvantovou fyziku, která vyšla 1. září 1939 v časopise Physical Review, se týkala právě této problematiky. K tématu se ještě vrátíme podrobněji.

↓
Obr. 2: John Archibald Wheeler (zdroj: University of North Carolina at Chapel Hill, department of Physics & Astronomy, <https://physics.unc.edu/wp-content/uploads/sites/218/2019/03/John-Wheeler.jpg>)



Oppenheimer a projekt Manhattan

Již krátce po objevu štěpení uranu a zejména s popsáním štěpné řetězové reakce v letech 1938 a 1939 začalo být fyzikům zřejmé, že jaderné reakce by mohly vést k vývoji extrémně účinné a silné bomby. Zajímavou shodou okolností je, že ve stejném čísle časopisu Physical Review z 1. září 1939, ve kterém vyšel zmíněný Oppenheimerův článek o kolapsu neutronové hvězdy, byla uveřejněna i klíčová přehledová publikace Nielse Bohra a Johna Archibalda Wheelera o vlastnostech uranu a štěpení.

Dramaticky vyšší uvolněná energie u jaderné bomby je dána zásadním rozdílem mezi intenzitou elektromagnetické interakce, která je zodpovědná za chemické reakce a silnou jadernou interakci, která stojí za reakcemi jadernými. V jaderných reakcích tak lze uvolňovat až o šest i sedm řádů více energie na jednotku hmotnosti než u reakcí chemických.

Vědcům tak bylo jasné, že by taková extrémně účinná zbraň mohla rozhodnout právě začínající válku. Bylo jim jasné, že pro záchranu demokracie je potřeba udělat vše pro to, aby nemělo fašistické Německo jadernou bombu dříve. I to byl důvod, proč se celá řada amerických fyziků, a zvláště těch, kteří prchli před Hitlerem z Evropy, aktivně zasazovala o rychlý vývoj jaderné bomby v USA.

I díky jejich tlaku nakonec Amerika do vývoje jaderné bomby zapojila obrovský lidský, technologický a ekonomický potenciál. Realizace vývoje jaderné zbraně a všech potřebných kroků vyžadovala obrovské množství experimentálních dat, teoretického poznání i technologického pokroku. Bylo proto nezbytné soustředit velký počet špičkových vědců, inženýrů a obrovské množství pracovníků.

A je třeba také někoho, kdo by všechny potřebné spojil dohromady a organizoval potřebné úsilí. A tohoto úkolu se v rámci projektu Manhattan chopili dva lidé. Vojenským velitelem se stal generálporučík Leslie Groves Jr., absolvent West Pointu a ženijní důstojník se značnými organizačními zkušenostmi. Před projektem Manhattan řídil výstavbu Pentagonu. Měl skvělé organizační schopnosti. Jako vědeckého ředitele si vybral Roberta Oppenheimera.



←
Obr. 3: Tým fyziků kolem Enrica Fermiho, kteří realizovali první jaderný reaktor Chicago Pile One, který byl součástí projektu Manhattan (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/chicago-pile-1/scientists.html>)

Šlo o velmi rozdílné charaktery, ale jejich spolupráce se extrémně osvědčila. Svého výběru generál Groves nelitoval. V jednom vyjádření to Groves komentoval: „Kdekdo mi vytýkal, že jenom laureát Nobelovy ceny nebo alespoň člověk vyššího věku bude mít dost autority, aby zvládl tolik primadon. Ale já jsem trval na Oppenheimerovi a výsledky mi daly za pravdu. Co dokázal on, nebyl by svedl nikdo jiný.“

Projekt Manhattan měl tři hlavní pracoviště. Los Alamos v Novém Mexiku, kde se vyvíjela, montovala, a nakonec i testovala jaderná zbraň. Jeho ředitelem byl právě Oppenheimer, který vybral toto konkrétní místo. Oak Ridge v Tennessee bylo zaměřeno na obohacování uranu. Hanford ve Washingtonu se zaměřoval na produkci plutonia pomocí reaktorů a jeho separaci. Byla však i celá řada dalších, například Chalk River v Kanadě. V maximu bylo do projektu zapojeno okolo 125 tisíc lidí. V průběhu celého projektu se v něm mezi léty 1942 a 1945 střídalo okolo půl milionů pracovníků.

Rozsáhlý pak byl tým špičkových vědců, který se Oppenheimerovi podařilo získat. Byli tam již v té době známí starší fyzikové, ale i velký počet mladých, kteří pak v druhé polovině dvacátého století tvořili elitu a dostávali Nobelovy ceny. Celá řada z nich byla v době své účasti na projektu Manhattan těsně po vysoké škole. Jedním z nich byl Richard Feynman, který je mým nejoblíbenějším a jehož pohled na kvantovou fyziku se nejvíce shoduje s tím mým. Fórum, kterými trápil bezpečnostní složky v Los Alamos během své práce na projektu Manhattan a popsal je ve svých knihách, jsou špičkové.

Vrcholem práce v Los Alamos bylo odpálení testovací plutoniové bomby Gadget s implozivní iniciací v rámci testu pod názvem Trinity. To měl na starosti Kenneth Bainbridge, určený k tomu, aby v případě selhání odpalu šel jako první k věži a provedl kontrolu toho, co selhalo. Probíhající bouře skončila právě včas. Test se tak uskutečnil v poušti Jornada del Muerto 16. července 1945 a měl 425 účastníků, hlavně



Obr. 4: Robert Oppenheimer a Leslie Groves Jr. kontrolují místo exploze při prvním testu jaderné bomby Trinity (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/trinity/trinity-site-2.html>)



Obr. 5: Příprava plutoniové jaderné bomby Fat Man svržené na Nagasaki (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/tinian/fat-man-prep.html>)

vědců, techniků a vojáků. Byli tam i oba bratři Oppenheimerové. Oppenheimer totiž nejen inspiroval svého bratra Franka ke dráze fyzika, ale přizval ho i do projektu Manhattan.

Velké diskuze se i mezi vědci spojenými s projektem Manhattan vedly o tom, jestli použít jaderné zbraně proti japonským městům. Po porážce Adolfa Hitlera se řada z nich přiklápěla k tomu, že by bylo lépe využít varování ve formě mezinárodně veřejného testu v neobydlených místech. Je však třeba mít na paměti, že pro USA ty nejkrvavější střety proběhly v Pacifiku a Japonci byli ještě daleko fanatičtější než němečtí fašisté. Amerika se opravdu silně obávala obrovských ztrát v případě nutnosti invaze na japonské ostrovy.

Nakonec se i Oppenheimer přiklonil k nutnosti použití bomby proti japonským městům, ačkoliv jeho rozhodnutí bylo provázeno hlubokými úvahami a pochybnostmi. Dne 6. srpna 1945 tak byla uranová bomba Little Boy svržena na japonské město Hirošima. Útok na Hirošimu si, stejně jako masivní letecké bombardování Tokia, vyžádal okolo sta tisíc obětí. Psychologický rozdíl v působení těchto útoků spočíval v tom, že v případě Hirošimy šlo o útok jediným letadlem a jedinou bombou, zatímco bombardování Tokia představovalo masivní nálet s velkým počtem letadel. Po prvním útoku ještě Japonsko nekapitulovalo, k tomu je přimělo až shoení plutoniové bomby Fat Man na Nagasaki 9. srpna 1945. Bylo štěstí, že Japonci nevěděli, že Spojené státy v té době neměly okamžitě k dispozici žádnou další jadernou bombu, ani dostatek obohaceného uranu nebo plutonia pro rychlou výrobu. Druhá světová válka tak konečně skončila. Pro svět však vyvstala otáz-



ka, jak se vypořádat s rizikem závodů v jaderném zbrojení.

Nástup studené války

Toto riziko si uvědomoval jak Robert Oppenheimer, tak třeba i Niels Bohr. Tušili, že svět s jadernými zbraněmi bude jiný než ten před nimi. Domnívali se, že nastanou dvě možnosti: buď jaderné zbraně zabrání velké válce, nebo dojde ke zničení civilizace. Realita se však ukázala mnohem složitější. Ačkoli vlastnictví jaderných zbraní u USA i SSSR nezabránilo lokálním konfliktům, v Evropě zajistilo během studené války dlouhodobé období bez válečných konfliktů.

Oba přemýšleli, jak se vyhnout závodům v jaderném zbrojení. Jejich vizí byla maximální transparentnost USA, zastavení vývoje termojaderných zbraní a vytvoření mezinárodní organizace. Ta by kontrolovala nešíření jaderných zbraní a zároveň umožnila mírové využívání jaderné energie všem státům respektujícím závazky týkající se nešíření jaderných zbraní. Doufali, že transparentní přístup USA by mohl vést k takové dohodě se Sovětským svazem.

Mnoho politiků i vědců v možnost takové dohody nevěřilo a trvalo na rychlém rozvoji štěpného jaderného arzenálu a vývoji termojaderné zbraně. Robert Oppenheimer, známý

díky úspěšnému vedení projektu Manhattan, se snažil svou popularitu využít k ovlivnění politiků ve prospěch kontroly jaderného zbrojení. Tím se dostal do sporu s řadou vlivných osob, z nichž někteří byli ochotni využít jakékoliv prostředky pro jeho neutralizaci.

Jedním z nich byl Lewis Strauss, nejprve člen a od roku 1953 i předseda Komise pro atomovou energii. Po válce bylo nutné převést vývoj jaderných zbraní pod civilní správu a zároveň se zaměřit na mírové využití jaderné energie. Za tímto účelem vznikla pětičlenná Komise pro atomovou energii.

Jako člen a později předseda komise se Strauss s Oppenheimerem pravidelně setkával a spolupracoval. Mezi jeho priority patřilo utajení vývoje jaderných zbraní před Sovětským svazem, udržení náskoku USA v této oblasti, vývoj termojaderných zbraní a nezávislá kontrola vývoje a případných testů jaderných zbraní v Sovětském svazu. Je zřejmé, že se Strauss s Oppenheimerem nutně názorově střetli.

Ve sporu o vývoj termojaderné zbraně se Edward Teller, který na fúzní bombě pracoval již během války, postavil na stranu Strausse pro-

ti Oppenheimerovi. Oppenheimer byl proti tomuto vývoji i proto, že nevěřil funkčnosti Tellerova principu iniciace. Práce na termojaderné zbraní podporoval také John Archibald Wheeler. Teller a Wheeler i s pomocí prvních počítačů prokázali, že termojaderná bomba bude fungovat, a Oppenheimer musel uznat svůj omyl.

Lewis Strauss, s kontakty v americkém letectvu, prosazoval projekt speciálně vybaveného letadla, které by analýzou radioaktivity vzorků vzduchu z vyšších vrstev atmosféry detekovalo sovětské jaderné testy. Oppenheimer i Teller byli proti tomuto projektu. Strauss si však svůj záměr prosadil a létající laboratoř skutečně zaznamenala aktivitu prvního sovětského jaderného testu. To, že Sovětský svaz má jadernou bombu, oznámil jako první prezident Harry S. Truman. Ukázalo se, že se Oppenheimer a Teller v předpokladu o neúčinnosti takového zařízení mýlili.

Strauss byl konzervativní republikán, zatímco Oppenheimer byl levicový liberál. Jejich politické i osobní antipatie byly značné. Když se Strauss v roce 1953 stal předsedou Komise pro atomovou energii, stanovil si pod-



Obr. 6: První test termojaderné zbraně Ivy Mike 31. října 1952 (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/testing/us/ivy/ivy-7.html>)



Obr. 7: Test jaderné bomby v Nevadské poušti 18. dubna 1953 (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/testing/us/upshot-knothole/upshot-2.html>)



Obr. 8: Exploze největší termojaderné zbraně Car-bomba 30. října 1961 (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/testing/soviet/tsar-bomba-3.html>)

mínku, že Oppenheimerovi bude odebrána bezpečnostní prověrka a jeho vliv na vývoj jaderných zbraní bude eliminován. Tohoto odstavení Oppenheimera od moci v americkém jaderném programu nakonec dosáhl. Střet mezi Straussem a Oppenheimerem je jedním z klíčových témat oscarového filmu Christophera Nolana Oppenheimer, který byl natočen na základě knihy Kaie Birda a Martina J. Sherwina: Oppenheimer – Americký Prométheus [1].

Rychlý vývoj jaderných zbraní v Sovětském svazu, umožněný i získanými špiónážními informacemi, učinil představu Oppenheimera o možnosti zabránit závodům v jaderném zbrojení nereálnou.

Strategické a taktické jaderné zbraně

První štěpné jaderné bomby – Gadget, Little Boy a Fat Man – měly sílu exploze ekvivalentní 10 až 30 kilotun (kt) TNT (jedna tuna TNT odpovídá energii 4,184 GJ). Jediná taková bomba dokázala zničit i velké město. Po první úspěšné demonstraci funkčnosti a účinku jaderné zbraně Spojenými státy došlo k závodům v jaderném zbrojení. Nepodařilo se však, jak si zpočátku představoval třeba právě Oppenheimer, dosáhnout dohody mezi USA, SSSR a dalšími státy, která by jaderné technologie podřídila mezinárodní kontrole a zabránila tak závodu o co nejničivější jadernou zbraň. K této problematice se vrátíme podrobněji za chvíli.

V první fázi šlo o čistě bipolární soutěž mezi USA a Sovětským svazem. Jak už bylo zmíněno, Sovětský svaz získal štěpnou jadernou zbraň relativně velmi rychle, a to i díky informacím o americkém výzkumu získaným špiónáží. Jeho



první bomba byla kopií americké plutoniové bomby Fat Man. Sovětská vodíková bomba však už byla vlastní konstrukce, vypracovaná Andrejem Sacharovem. První termojaderná bomba Ivy Mike měla sílu exploze ekvivalentní 10,4 megatun (Mt) TNT. Největší americká termojaderná bomba byla odpálena při testu Castle Bravo 1. března 1954. Její síla byla 15 Mt TNT.

Další posílení síly exploze termojaderné zbraně lze docílit přidáním dalšího stupně – obálky z uranu-238. Využívá se toho, že při fúzní reakci deuteria a tritia se uvolňují neutrony s relativně vysokou energií (okolo 14 MeV), které dokáží štěpit i uran-238. Štěpná řetězová reakce v této obálce pak výrazně posílí účinek zbraně. Hovoříme o takzvané třístupňové jaderné zbraně (štěpné-fúzní-štěpné). Větší podíl štěpení na explozi termojaderné bomby s sebou nese i daleko větší radioaktivní kontaminaci v okolí její exploze. Vůbec nejsilnější testovanou termojadernou bombou je Car-bomba. Šlo o třístupňovou bombu, která měla mít podle původních propočtů sílu okolo 100 Mt TNT. Její test proběhl 30. října 1961. Při testu však byl z obav před příliš ničivými následky uran-238 ve třetím stupni nahrazen olovem. Reálná síla exploze upravené konfigurace tak byla nižší, dosáhla pouze 50–58 Mt TNT.

Takové zbraně nepřinášejí žádné taktické výhody při konkrétním vedení válečných operací. Jde primárně o nástroj strategického odstrašení, jehož smysl se ztrácí v okamžiku reálného použití. Jde o princip vzájemně zaručeného zničení (MAD – Mutual Assured Destruction): v případě použití jaderné zbraně proti jedné straně, je tato strana schopna zničit protivní-

ka jadernými zbraněmi také. V tomto kontextu je klíčová i schopnost dopravit jaderné bomby na předpokládané cíle. Původními dopravními prostředky byly letadla, v současné době dominují rakety (balistické střely). Postupně se přešlo od extrémně silných bomb, pro které neexistovaly reálné cíle, k hlavicím s menší silou. Balistické střely tak dnes nesou více jaderných hlavic, které se na konci trajektorie rozdělí a zasáhnou více cílů (MIRV – Multiple Independently Targetable Reentry Vehicle). Sovětský svaz a Spojené státy postupně vyprodukovaly tisíce jaderných hlavic a dnes jich má každá z těchto velmocí ve svých arzenálech okolo pěti tisíc. Ve funkčním stavu by jich mohlo být nasazeno přes tisíc. Je zřejmé, že velká část je ve skladech, ale i to, co je nasazeno – ať už v podzemních silech nebo na palubách válečných ponorek – by v principu stačilo ke zničení naší civilizace. A to i přesto, že značná část těchto hlavic

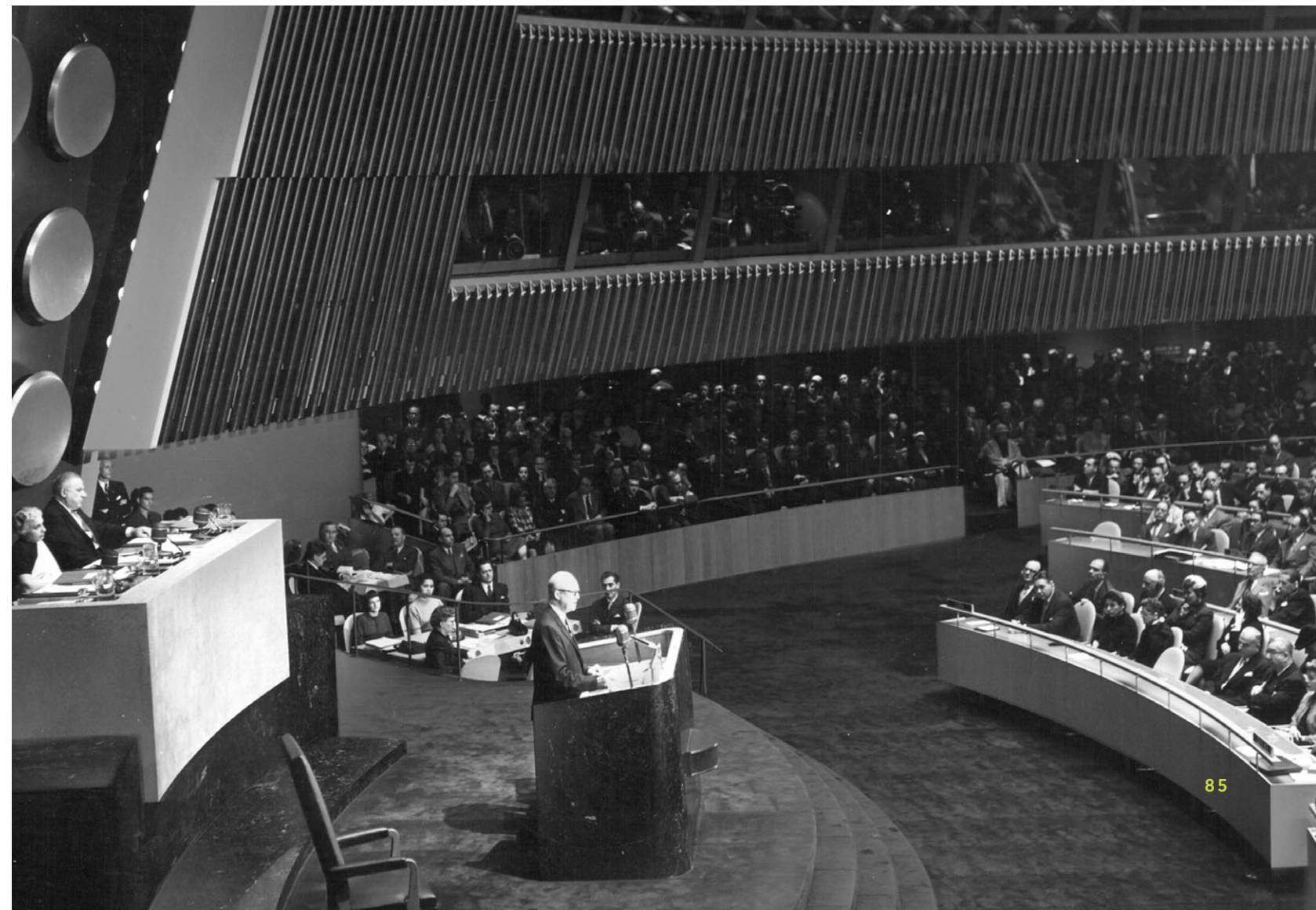
nepatří mezi strategické jaderné zbraně, nýbrž jde o hlavice taktické.

Vývoj taktických jaderných zbraní měl řešit otázku získání zbraně, která by se dala využít v klasických vojenských operacích. Znamená to menší sílu hlavice a také možnost potlačení nebo zvýraznění některých jejích účinků. Může se například potlačit destrukční a tepelný účinek i produkce radionuklidů, a naopak zvýšit intenzita vznikajícího neutronového pole jako je tomu u neutronové bomby. Jiné varianty se zaměřují na zvýšení destrukčního účinku a jsou přizpůsobeny pro proniknutí do hloubky betonových konstrukcí a explozi v jejich nitru (tzv. bunker buster).

Účinky klasické jaderné bomby se projevují zhruba z 50 % v tlakové vlně, z 35 % tepelným zářením a pouze z 15 % ionizujícím zářením (zejména neutronů, možná lépe označit jako záření s biologickým účinkem). U neutronové bom-



Obr. 9: Americký prezident Dwight D. Eisenhower během historického projevu „Atoms for Peace“ na půdě Organizace spojených národů dne 8 prosince 1953 (zdroj: IAEA, <https://www.iaea.org/sites/default/files/atoms01280003.jpg>)





Obr. 10: Čína se stala další jadernou velmocí, jeden z čínských testů 16. října 1964 (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/testing/chinese/project-596-3.html>)

by se poměr mění: 30 % v tlakové vlně, 20 % v tepelném záření a 50 % v ionizujícím záření. Jde o termojadernou zbraň, u níž je ve vrstvě tamper/pusher nahrazen uran jiným materiálem, který je prostupný pro neutrony vznikající při fúzi. Tyto vysokoenergetické neutrony mají ve vzduchu značný dolet a výrazné biologické účinky. V případě neutronové bomby má termojaderná zbraň velmi omezenou výbušnou sílu, typicky v řádu jednotek kilotun TNT.

Postupně se zkonstruovala celá řada taktických jaderných zbraní, včetně dělostřeleckých granátů. Ve stejné době však pokračoval i vývoj klasických zbraní. Některé z nich mají obrovskou účinnost, jako třeba termobarické bomby. Jen velice těžko by se tak dala najít situace, ve které by nebyla taktická jaderná zbraň nahraditelná klasickým ekvivalentem.

Smlouvy potřebné pro život ve stínu jaderných zbraní

Velmi brzy se však ukázalo, že představy Oppenheimera o možné dohodě o mezinárodní správě jaderných technologií mezi USA a Sovětským svazem, tedy státy, které byly v cestě k jadernému vyzbrojování nejdále, se neuskutečnil. Závod v jaderném zbrojení hlavně mezi Sovětským svazem a USA se tak rozběhl. Poměrně brzy se k nim připojily i Velká Británie a Francie. V padesátých a šedesátých letech tak proběhl velký počet jaderných testů těchto jaderných mocností a rostlo také riziko šíření jaderných zbraní do dalších zemí.

V reakci na tento vývoj se zvyšovala snaha o mezinárodní kontrolu jaderných technologií. Americký prezident Eisenhower na půdě OSN předložil 8. prosince 1953 program na omezení jaderného zbrojení a podporu mírového využití jaderné energie „Atoms for Peace“. V jeho rámci nabídl USA státům, které dosud nevlastnily jaderné technologie, pomoc při jejich mírovém využívání a předložily plán na mezinárodní kontrolu jaderných aktivit. Následně USA poskytly civilní jaderné technologie a podporu v jaderném výzkumu celé řadě států, celkem podepsaly okolo 40 smluv v této oblasti. Důležitým krokem pak bylo v roce 1954 založení me-



zinárodního Evropského centra pro jaderný výzkum, známého pod zkratkou CERN.

K této iniciativě se připojil i Sovětský svaz, který poskytl mírové jaderné technologie východoevropským a středoevropským státům ve své sféře vlivu a řadě dalších států, například Číně, Izraeli a Severní Koreji. Pomohl například i Československu, kde byl v roce 1955 založen Ústav jaderné fyziky ČSAV v Řeži, který pomohl vybavit výzkumným jaderným reaktorem a cyklotronem pro urychlování částic. V roce 1956 pak po vzoru organizace CERN přeměnil dosud tajný sovětský jaderný ústav v Dubně u Moskvy na mezinárodní Spojený ústav jaderných výzkumů (SÚJV) Dubna. Československo bylo zakládajícím členem této organizace. Po invazi Ruska na Ukrajinu z ní vystoupilo. Podrobnější popis situace při vystoupení byl publikován v článku pro časopis Vesmír [2].

Státy, které vlastnily jaderné zbraně – hlavně USA a SSSR – v letech 1954 a 1955 velmi intenzivně jednaly o možnostech dohody o regulaci jaderných výzkumů a technologií. Dospěly k rozhodnutí o zřízení mezinárodního orgánu a uspořádání velké mezinárodní konference o mírovém využití jaderné energie. Tato konference se uskutečnila v srpnu 1955 a zúčastnili se jí odborníci ze 73 zemí. V roce 1957 pak byla založena Mezinárodní agentura pro atomovou energii (MAAE), která se stala garantem mírového využití jaderné energie a Mezinárodního zárukového systému, zaměřeného na kontrolu jaderných materiálů a zabránění jejich vojenskému využití. Jeho činnost a pravomoci, hlavně

v oblasti zárukového systému, se rozvíjely poměrně pomalu. Vývoj se zrychlil teprve v šedesátých letech, kdy USA, Kanada a Velká Británie začaly exportovat jaderné energetické reaktory. V Evropě vznikl v souvislosti se vznikem Evropského hospodářského společenství a Evropského společenství uhlí a oceli také Evropské společenství pro atomovou energii (EUROATOM). Jeho hlavním úkolem byla podpora růstu a rozvoje jaderného průmyslu a nastavení mechanismů kontrolujících možné zneužití jaderných materiálů.

Rozvoj jaderné energetiky, využití radionuklidů pro celou řadu účelů, zvyšování počtu jaderných zbraní i jaderných velmocí (přidala se k nim i Čína), stejně jako ekologické dopady jaderných testů, vedly k růstu důležitosti dohody zabrahující šíření jaderných zbraní a jejich testů. Intenzivní jednání o ní přivedla k návrhu Smlouvy o nešíření (Non-Proliferation Treaty – NPT) předloženému státům OSN. Smlouva byla podepsána 1. července 1968 a v platnost vstoupila 5. března 1972 při splnění základní podmínky připojení alespoň tří jaderných velmocí a dalších čtyřicet států. Hned zpočátku smlouvu podpořily tři jaderné velmoci (USA, SSSR, Velká Británie) a dvě další oficiální mocnosti, Francie a Čína, ji ratifikovaly v roce 1992. V současné době ratifikovalo smlouvu 190 států, což jsou téměř všechny státy OSN. Důležitým milníkem bylo v roce 1991 přistoupení Jihoafrické republiky, která dříve měla jaderný zbrojní program. Postupně dovolila přístup inspektorů MAAE do svých jaderných zařízení, ukázala své zásoby jaderných materiálů a demontovala svých šest štěpných jaderných bomb se vstřelovacím iniciačním zařízením. Neratifikovaly ji pouze státy, které se nechtějí podřídit kontrole v této oblasti a vlastní reálně nebo pravděpodobně jaderné zbraně. Jde o Indii, Pákistán a Severní Koreu, které provedly jaderné testy a je zřejmé, že disponují jadernými bombami, a Izrael, který žádné testy jaderné zbraně nerealizoval, ale předpokládá se, že by jadernou bombu mohl mít. V tomto případě je Izrael na tom podobně, jako tomu bylo u JAR.

Smlouva dělí státy do tří kategorií: jaderné státy, které vlastní jaderné zbraně a smlou-

vu ratifikovaly; nejaderné státy, které jaderné zbraně nemají; a státy, které stojí mimo smlouvu NPT. S dodržováním smlouvy NPT je spojen systém jaderných záruk (Safeguards), za který je zodpovědný každý jednotlivý stát. Podle typu států se rozeznávají tři typy zárukových dohod: první je všeobecná záruková dohoda typická pro nejaderné státy, jako je třeba Česko; druhá je dohoda na dobrovolném principu, typická pro jaderné státy; a třetí je záruková dohoda pro specifické položky, která se uzavírá se státy, které smlouvu NPT neratifikovaly. Hlavním garantem dodržování dohody se stala organizace MAAE. České zkušenosti s programem podpory Záruk MAAE je popsán v článku v časopisu Jaderná energie [3]. Smlouva byla postupně doplněna některými dalšími dílčími smlouvami o nešíření jaderných zbraní v konkrétních oblastech. Jako první příklad může sloužit Smlouva o Antarktidě (Antarctic treaty), která zakazuje vojenské aktivity na tomto kontinentu.

Organizace MAAE uplatňuje stále efektivnější systémy kontroly, které jsou zaměřeny na výrobu a pohyb jaderných materiálů a šíření technologií dvojího určení, tedy použitelných při vývoji jaderných zbraní. Při kontrole se lze spoléhat na stále efektivnější technologie a metodiky sledování. Inspektoři MAAE mají právo inspekce ve všech místech, kde se pracuje a manipuluje s jaderným materiálem. To zahrnuje nejen mise inspektorů (včetně neohlášených) na konkrétní lokality, ale i využití dálkových prostředků kontroly včetně družicových systémů. Pro sledování jaderných materiálů lze využívat jejich radioaktivitu a odborníci MAAE neustále vylepšují technologie detekce a identifikace radioaktivního záření. Smlouva NPT byla původně přijata na 25 let, ale v roce 1995 byla prodloužena na neurčito. Každých pět let se koná na půdě OSN konference účastníků, která hodnotí její plnění a pokrok v jaderných technologiích a metodách kontroly. Na těchto konferencích si nejaderné státy opakovaně stěžují, že jaderné státy plní jen velmi neochotně ty články smlouvy, které je zavazují vést jednání o jaderném odzbrojení a redukci zásob jaderných zbraní. Ačkoliv se zde hlavně v devadesátých letech učinil značný pokrok související se

smlouvami mezi USA a Ruskem o omezení počtu jaderných zbraní, po politických změnách v posledním desetiletí nelze v této oblasti očekávat další významný pokrok.

Velmi důležitým nástrojem proti šíření jaderných zbraní je Smlouva zákazu jaderných explozí. I ta se vyvíjela postupně. Už v roce 1963 podepsaly USA, Velká Británie a SSSR třístran-

nou Smlouvu o částečném zákazu jaderných zkoušek (Partial Test Ban Treaty), která zakázala testy v atmosféře, vodě a kosmickém prostoru. Jednalo se o reakci na globální radioaktivní znečištění, které při těchto jaderných výbuších vzniká. V devadesátých letech se začalo jednání o úplném zákazu jaderných testů, které vedlo v roce 1996 k přijetí Smlouvy o všeobecném

zákazu jaderných testů (Comprehensive Nuclear Test Ban Treaty). Tuto smlouvu podepsalo 183 států, ale zatím ji ratifikovalo jen 162 z nich. Smlouva se sice víceméně dodržuje, ale formálně vstoupí v platnost, až ji ratifikuje všech 44 států, které využívají jaderné technologie. Tedy nejen státy, které vlastní jaderné zbraně. Zatím smlouvu neratifikovaly USA, Čína, Indie, Pákistán, Izrael a Severní Korea. Indie, Pákistán a Severní Korea navíc provedly pokusné jaderné exploze po roce 1996.

V současné politické situaci, charakterizované stálým jaderným vyhrožováním ze strany Ruska, napjatou situací mezi jadernými mocnostmi Indií a Pákistánem, vojenskými demonstracemi Severní Koreje a snahami o získání jaderné zbraně zejména ze strany Iránu, lze bohužel těžko očekávat významnější pokrok v oblasti kontroly jaderného zbrojení. Je však nezbytné celosvětově usilovat o to, aby se situace alespoň příliš nezhoršovala.

→ **Obr. 11:** Titan II strategická střela ve svém síle (zdroj: AJ Software & Multimedia, <https://atomicarchive.com/media/photographs/nuclear-journeys/titan-2025/titan-topside-21.html>)



Reference

[1] Kai Bird, Martin J. Sherwin: Oppenheimer – Americký Prométheus, Universum, 2023
 [2] Vladimír Wagner: Spolupráce s Ruskem po 24. únoru 2022, Vesmír, 101(2022)461
 [3] Adam Pavlík, Ondřej Šťastný a Markéta Jarošová: 20 let Českého programu podpory Záruk MAAE, Jaderná energie, 2024, číslo 2, strana 22
 [4] Vladimír Wagner: Jaderné zdroje energie pro vesmír – 7. díl: Exotické možnosti mezihvězdného cestování, Jaderná energie, 2023, číslo 3, strana 64
 [5] Vladimír Hnatowicz: Jaderné zbraně – princip a historie, Naše vojsko, EAN: 9788020620248



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 popularizací vědy věnují.

V Dukovanech školili inspektory Mezinárodní agentury pro atomovou energii

Zdroj: ČEZ, a. s.



Náročný výcvikový kurz mají za sebou vybraní inspektoři Mezinárodní agentury pro atomovou energii (MAAE) v Jaderné elektrárně Dukovany. Ty se na elektrárně konají pravidelně, protože charakter bloků VVER-440 a blízká vzdálenost od sídla MAAE ve Vídni poskytují ideální podmínky pro nácvik kontrol jaderných materiálů v reálném prostředí provozované elektrárny, a to s minimálním omezením pro její provoz.

Hlavním úkolem Mezinárodní agentury pro atomovou energii je dohlížet nad mírovým využíváním jaderných materiálů a zařízení. Inspektoři proto musí splňovat vysoké požadavky na odbornost a znalost celého oboru.

Letošní výcvik probíhal na reaktorovém sále prvního výrobního dvojbloku, zatímco na druhém sále probíhala odstávka 3. bloku. Tentokrát se kurzu zúčastnili tři noví inspektoři z exotických zemí – Jihoafrické republiky, Srí Lanky a Demokratické republiky Kongo. Pod vedením tří instruktorů MAAE se inspektoři cvičili v kontrolách čerstvého paliva, použitého paliva ve skladovacím bazénu a instalaci zárukových pečetí a kamer.

„Dukovany opět prokázaly svou důležitou roli v mezinárodním výcviku inspektorů MAAE. V rámci dlouhodobé spolupráce se i během ná-

ročných období odstávek bloků snažíme zajistit všechny podmínky pro řádný průběh výcviku nových inspektorů“, uvedl Roman Havlín, ředitel jaderné elektrárny Dukovany.

Součástí tréninku byla také komunikace se státními inspektory z SÚJB a s provozovateli elektrárny, kteří jsou držiteli jaderných materiálů. Kurz probíhal čtyři dny a na jeho průběhu se podíleli zejména pracovníci útvarů reaktorové fyziky, transportně technologické části a pracovníci ČEZ Energioservis.

Obě jaderné elektrárny Skupiny ČEZ intenzivně spolupracují jak s MAAE, tak také Světovou asociací provozovatelů jaderných elektráren (WANO). Poskytují nejen potřebná školení, ale prochází také jejich kontrolami – misemi, zaměřenými především na stále zvyšování úrovně jejich bezpečnosti.



Odborná konference NUSIM 2025

Larisa Dubská, viceprezidentka ČNS

Česká nukleární společnost pořádá ve dnech 23.–24. října 2025 v brněnském hotelu Avanti tradiční odbornou konferenci NUSIM. Letošní NUSIM se koná pod názvem „70 let jaderného programu v Československu“.

Provozovatelé českých a slovenských jaderných elektráren mají možnost prezentovat zde zkušenosti s provozem a modernizací svých bloků. Představitelé pracovišť výzkumu a vývoje v jaderné oblasti, dodavatelé zařízení a služeb pro jaderný průmysl představí výsledky své činnosti přispívající k realizaci a řízení projektů inovace a zvyšování bezpečnosti.

Očekáváme, že regulační orgány budou hořovit o své praxi při posuzování bezpečnosti a li-

cenčních řízeních projektů modernizace a prodloužení životnosti.

Rýsuje se nám zajímavý dvoudenní program nabitý odbornými prezentacemi z oblastí podpory provozu a vyřazování JE, řízení konfigurace, využití projektových rezerv jaderných bloků. Představitelé Young Generation ČNS a SNUS představí projekty, kterým se věnují na svých pracovištích. Jedna sekce konference bude již tradičně věnována novým technologiím v energetice včetně využívání AI.

Technická exkurze je tentokrát domluvena na špičkovém pracovišti PET Centra v Masarykově onkologickém ústavu na Žlutém kopci.

Registrace k účasti na konferenci NUSIM 2025 je otevřena na stránkách www.nusim.cz

Elektrárna Dukovany oslavila 40 let provozu velkolepým koncertem pro veřejnost

Zdroj: ČEZ, a. s.

V sobotu 31. května 2025 se pod chladicími věžemi Jaderné elektrárny Dukovany uskutečnil koncert ke 40. výročí jejího provozu, který přilákal na 2400 návštěvníků všech věkových kategorií. Ani předpověď bouřek neodradila veřejnost od účasti na této výjimečné akci s pestrým hudebním programem, kterou energetici připravili jako poděkování regionu za dlouholetou spolupráci a podporu.

„40 let bezpečného a spolehlivého provozu je významným milníkem, který jsme chtěli oslavit společně s obyvateli regionu. Děkujeme všem, kteří dorazili a vytvořili s námi jedinečnou atmosféru,“ uvedl Roman Havlín, ředitel Jaderné elektrárny Dukovany.

Hudební odpoledne zahájily kapely Like-it a Morava, jejichž členy jsou i zaměstnanci elek-





trárny. Podvečerní část programu patřila oblíbenému písničkáři Pokáčovi. Vyvrcholením večera bylo energické vystoupení populární skupiny MIG 21. Hudební zážitek po setmění doplnily světelné efekty na chladicích věžích se symbolickou čtyřicítkou.

Celý den se nesl ve znamení skvělé atmosféry, setkávání a pohody, kterému přálo i počasí. Už dopoledne se na pozvání obcí Dukovany a Rouchovany sešlo u Jaderné elektrárny Dukovany na 150 rodáků obcí Heřmanice, Skryje a Lipňany, na jejichž katastru elektrárna stojí. Toto setkání bylo příležitostí k obnově starých přátelství a sdílení vzpomínek. Součástí programu byla také výstava velkoformátových fotografií zachycujících významné okamžiky čtyřicetileté historie elektrárny.

První jaderné palivo Westinghouse v Dukovanech

Zdroj: ČEZ, a. s.

Historicky první palivové soubory od společnosti Westinghouse dorazily do Jaderné elektrárny Dukovany. Následují po dodávkách do Temelína. Rozšíření počtu dodavatelů a první dodávky představují významné posílení energetické bezpečnosti České republiky.

Zatímco do Temelína se palivo Westinghouse vrátilo po patnácti letech, pro Dukovany jde o premiéru.

„Je to krok, který významně zvyšuje energetickou bezpečnost České republiky. Navíc vedle diverzifikace dodavatelů jaderného paliva držíme v obou našich jaderných elektrárnách i strategické zásoby,“ říká Daniel Beneš, předseda představenstva a generální ředitel ČEZ.

Na zvýšení počtu dodavatelů začala společnost ČEZ pracovat na konci minulého desetiletí. V roce 2022 podepsala smlouvu na dodávky palivových souborů pro elektrárnu Temelín se společnostmi Westinghouse a Framatome. O rok později uzavřel smlouvu s firmou Wes-



tinghouse i pro Dukovany, kam dorazily první dodávky v minulých dnech.

„Oba typy nově dodávaného paliva VVER, vyráběné ve švédském Vasterås, jsou plně kompatibilní se soubory dalších výrobců a nabízejí zvýšenou hospodárnost paliva i prodloužené palivové cykly,“ vysvětluje Tarik Choho, prezident divize jaderného paliva společnosti Westinghouse.

V Dukovanech aktuálně probíhá přejímka osmi desítek nově dodaných kazet.

„Ide v první řadě o špičkový strojírenský výrobek, proto jsou naším prvním krokem detailní

vstupní kontroly. Před samotným zavezením do reaktoru ještě musíme získat povolení od Státního úřadu pro jadernou bezpečnost. Aktuálně připravujeme podklady pro podání žádosti,“ doplnil Bohdan Zronek, člen představenstva ČEZ a ředitel divize jaderná energetika.

Nové palivo musí plnit nejpřísnější bezpečnostní požadavky. Soubory od nového výrobce odpovídají požadavkům na delší palivové kampaně. Ty budou v Dukovanech nově trvat 16 a v Temelíně 18 měsíců. Společnost ČEZ předpokládá, že i díky těmto úpravám dosáhne po roce 2030 průměrné roční výroby na úrovni 32 TWh.

Historický milník pro Česko: EPC smlouva k dostavbě Dukovan podepsána

Zdroj: Ministerstvo průmyslu a obchodu

Společnosti Elektrárna Dukovany II (EDU II), kterou vlastní stát z 80 % a ČEZ z 20 %, a korejská Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP) podepsaly ve středu 4. června smlouvu o inženýringových, dodavatelských a stavebních pracích (EPC) na výstavbu nového jaderného zdroje sestávajícího ze dvou bloků v Dukovanech. Jde o klíčový krok v realizaci strategického energetického projektu, který Ministerstvo průmyslu a obchodu (MPO) dlouhodobě koordinuje a prosazuje jako zásadní pro budoucnost české energetiky, bezpečnost dodávek i rozvoj domácího průmyslu. Hlavním cílem resortu v čele s ministrem Vlčkem je aktivně pokračovat v jednáních o zapojení českých firem.

Už počátkem května bylo uzavřeno celkem devět smluv o smlouvách budoucích a tři memoranda, které představují významný krok v přípravě projektu. Mezi nejvýznamnější smlouvy patří rámcová dohoda o komplexní dodávce turbínové haly a smlouva o dodáv-

ce parní turbíny mezi společnostmi ŠKODA POWER, KHNP a DOOSAN. Další významné dohody byly uzavřeny mezi KHNP a českými společnostmi Škoda JS, ÚJV Řež, Metrostav DIZ, ZAT, OSC, I&C Energo a NUVIA.

„Příležitostí pro české firmy je více než jen zapojení do dostavby nových jaderných bloků, už teď se podílejí na provozu elektrárny nebo budují další infrastrukturu potřebnou pro výstavbu, jako jsou nové silnice, obchvaty, byty a podobně,“ doplnil ministr průmyslu a obchodu Lukáš Vlček.

Výstavba nových jaderných bloků v Dukovanech s sebou přinese navazující investice ve výši nižších desítek miliard korun. Tyto prostředky budou směřovat do modernizace přenosové soustavy, rozvoje regionální infrastruktury a podpory místního průmyslu. Cílem je zajistit energetickou bezpečnost, stabilizaci cen elektřiny a vytvoření nových pracovních míst v regionu.



CVŘ

www.jadernaenergie.online

