



**FAKULTA  
STROJNÍ  
ČVUT V PRAZE**

## **Ústav letadlové techniky**

**Mechanické testování moderního pokrytí  
palivových proutků**

**Mechanical testing of modern fuel rod  
cladding**

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE**

**2024**

**Sára FIŠEROVÁ**

**Studijní program:** B 2341 STROJÍRENSTVÍ

**Studijní obor:** 3901R051 Konstruování podporované počítačem

**Vedoucí práce:** Ing. Milan Dvořák, Ph.D.

## I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Fišerová** Jméno: **Sára** Osobní číslo: **501230**  
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**  
Zadávající katedra/ústav: **Ústav letadlové techniky**  
Studijní program: **Strojírenství**  
Studijní obor: **Konstruování podporované počítačem**

## II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

**Mechanické testování moderního pokrytí palivových proutků**

Název bakalářské práce anglicky:

**Mechanical testing of modern fuel rod cladding**

Pokyny pro vypracování:

- 1.) Seznámení se s konstrukcí, provozními podmínkami a materiály palivových proutků tlakovodních reaktorů.
- 2.) Seznámení se s možnými způsoby namáhání palivového proutku.
- 3.) MKP analýza pro vybraný materiál pokrytí a vybraný způsob namáhání.
- 4.) Diskuse výsledků, závěry

Seznam doporučené literatury:

KONINGS, Rudy J.M. a STOLLER, Roger E. Comprehensive Nuclear Materials. Second Edition. Elsevier, 2020. ISBN 978-0-08-102866-7.  
Geelhood, K. J. et al. (2023). MatLib-1.2: Nuclear Material Properties Library (No. PNNL-33996). Pacific Northwest National Lab. (PNNL), Richland, WA (United States).

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

**Ing. Milan Dvořák, Ph.D. ústav letadlové techniky FS**

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

**Ing. Bc. Martin Dostál, Ph.D. ÚJV Řež, a.s.**

Datum zadání bakalářské práce: **26.04.2024**

Termín odevzdání bakalářské práce: **24.05.2024**

Platnost zadání bakalářské práce: \_\_\_\_\_

  
Ing. Milan Dvořák, Ph.D.  
podpis vedoucí(ho) práce

  
Ing. Milan Dvořák, Ph.D.  
podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

  
doc. Ing. Miroslav Španiel, CSc.  
podpis děkana(ky)

## III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Studentka bere na vědomí, že je povinna vypracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací. Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

26.4.2024

Datum převzetí zadání

Fišerová

Podpis studentky

## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci vypracovala samostatně a použila jsem pouze podklady (literaturu, projekty, SW atd.) uvedené v příloženém seznamu.

Nemám závažný důvod proti užití tohoto školního díla ve smyslu § 60 Zákona č.121/2000 Sb., o právu autorském, o právech souvisejících s právem autorským a o změně některých zákonů (autorský zákon).

V Praze dne .....

.....

podpis

## **Poděkování**

Ráda bych tímto poděkovala Ing. Milanu Dvořákovi, Ph.D. za jeho cenné vedení a pomoc během zpracování mé bakalářské práce. Dále bych chtěla poděkovat Ing. Bc. Martinu Dostálovi, Ph.D. za jeho intenzivní expertní konzultace a technickou podporu, zejména v oblasti programu Abaqus.

## **Anotační list**

Autor:	Sára Fišerová
Název BP:	Mechanické testování moderního pokrytí palivových proutků
Rok vyhotovení:	2024
Studijní program:	B 2341 STROJÍRENSTVÍ
Obor studia:	3901R051 Konstruování podporované počítačem
Ústav:	Ústav letadlové techniky
Vedoucí BP:	Ing. Milan Dvořák, Ph.D.
Konzultant:	Ing. Bc. Martin Dostál, Ph.D.
Bibliografické údaje:	počet stran 53 počet obrázků 22 počet tabulek 12 počet příloh 0
Klíčová slova:	Čtyřbodový ohyb, pokrytí, MKP, LOCA

### **Abstrakt:**

Bezpečnost provozu jaderných elektráren je klíčovým faktorem, který prochází neustálým vývojem a testování materiálů pokrytí palivových proutků představuje důležitou součást tohoto procesu. Palivové proutky jsou v provozu vystaveny extrémním podmínkám, jako jsou vysoké teploty, tlaky, přítomnost neutronů a korozivní prostředí, což vyžaduje neustálé zlepšování materiálů pokrytí pro zajištění bezpečného provozu. Během provozu je pokrytí vystaveno různým způsobům namáhání, včetně ohybového namáhání, jež má významný vliv především při havarijních podmínkách jako LOCA havárie, ale také během provozu nebo dlouhodobého skladování. Cílem této práce je seznámení se s konstrukcí jaderného paliva, jeho možnými módy namáhání a provedení MKP analýzy čtyřbodového ohybového testu s moderním materiálem pokrytí. První část práce se zaměřuje na popis konstrukce jaderného paliva a možných způsobů namáhání. Druhá část obsahuje provedení a vyhodnocení MKP analýzy čtyřbodového ohybového testu vzorků pokrytí moderních materiálů.

## Annotation sheet

Author: Sára Fišerová  
Thesis title: Mechanical testing of modern fuel rod cladding  
Year of elaboration: 2024  
Study programme: B 2341 ENGINEERING  
Specialization: 3901R051 Computer-aided design  
Department: Department of Aircraft Engineering  
Name of supervisor: Ing. Milan Dvořák, Ph.D.  
Consultant: Ing. Bc. Martin Dostál, Ph.D.  
Bibliographic data: number of pages 53  
number of pictures 22  
number of tables 12  
number of attachments 0

Keywords: Four-point bend, cladding, FEM, LOCA

### Abstract:

The safety of nuclear power plant operations is a key factor that is constantly evolving, and the testing of fuel rod cladding materials is an important part of this process. Nuclear fuel rods are exposed to extreme conditions such as high temperatures, pressures, neutron field and corrosive environments during the operation, which requires continuous improvement of cladding materials to ensure safe operation. The cladding is exposed to various types of stress, including bending stress, which has a significant effect especially in accidental conditions such as LOCA, but also during normal operation, transportation or long-term storage. The aim of this work is to get knowledge of the construction of nuclear fuel, its possible loading modes and to perform FEM analysis of a four-point bending test with modern cladding material. The first part of the thesis focuses on the description of the nuclear fuel design and possible ways of its loading. The second part deals with the preparation and evaluation of the FEM analysis of the four-point bending test of samples with modern cladding materials.

## Obsah

1. Úvod.....	11
2. Tlakovodní reaktory.....	12
2.1 Konstrukce paliva.....	13
2.2 Provozní podmínky.....	16
2.3 Materiály pokrytí.....	16
3. Chování palivového proutku.....	19
3.1 Při normálním provozu.....	19
3.1.1 Představení možných situací vedoucí k porušení pokrytí.....	19
3.2 Při skladování.....	22
3.3 V havarijních podmínkách.....	23
3.3.1 LOCA.....	23
3.3.2 RIA.....	24
4. Výběr módu namáhání.....	25
4.1 Rešerše ohybových testů.....	25
5. Výpočet vybraného testu.....	32
5.1 Popis experimentální konfigurace.....	32
5.2 Materiálové vlastnosti vybraného testovaného pokrytí.....	33
5.2.1 Youngův modul pružnosti a Poissonovo číslo.....	33
5.2.2 Mez kluzu.....	34
5.3 MKP výpočet.....	41
5.4 Porovnání s měřenými daty.....	42
5.4.1 Zry-4.....	42
5.4.2 M5.....	45
5.4.3 ZIRLO.....	45
6. Závěr.....	48
Seznam použité literatury.....	49
Seznam zdrojů obrázků.....	53

## Seznam zkratek

ASTM	American Society for Testing and Materials	Americká společnost pro testování a materiály
BWR	Boiling Water Reactor	Varný reaktor
CANDU	Canada Deuterium Uranium	Těžkovodní kanadský reaktor
CW	Cold Work	Práce za studena
DEC	Design Extension Conditions	Rozšířené projektové podmínky
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korejský institut pro výzkum atomové energie
LOCA	Loss of Coolant Accident	Havárie se ztrátou chladiva
LT Zry-4	Low-Tin Zircaloy-4	Zircaloy-4 s nízkým obsahem cínu
LWR	Light-Water Reactor	Lehkovodní reaktor
MKP		Metoda konečných prvků
PCCI	Pellet-Cladding Chemical Interaction	Chemická interakce tableta-pokrytí
PCMI	Pellet-Cladding Mechanical Interaction	Mechanická interakce tableta-pokrytí
PWR	Pressurized Water Reactor	Tlakovodní reaktor
RIA	Reactivity-Initiated Accident	Reaktivitou iniciovaná havárie
RT	Room Temperature	Pokojeová teplota
VVER	Vodo-Vodyanoi Enyergeticheskiy Reaktor	Vodo-vodní energetický reaktor
Zry-2	Zircaloy-2	Zircaloy-2
Zry-4	Zircaloy-4	Zircaloy-4

## Seznam symbolů

$\sigma$	Napětí	$N/mm^2$
$\sigma_y$	Mez kluzu	$N/mm^2$
E	Youngův modul pružnosti v tahu	Pa
T	Teplota	K
CW	Práce za studena	-
$\phi$	Tok rychlých neutronů	$n/m^2$
$\mu$	Poissonovo číslo	-
$\dot{\epsilon}$	Rychlost deformace	$s^{-1}$
$\epsilon$	Poměrná deformace	-
K	Koeficient tuhost	$N/m$
K	Koeficient deformačního zpevnění	$N/m^2$
n	Exponent deformačního zpevnění	-
n	Exponent rychlosti deformace	-

## Seznam použitých programů

ABAQUS 6.14-5

Microsoft Excel



## Seznam obrázků

Obr. 1 Porovnání palivových souborů ve VVER a PWR [1].....	12
Obr. 2 Palivové tablety [2][3] .....	13
Obr. 3 Průřez PWR palivového proutku [4].....	14
Obr. 4 Popis PWR souboru [5].....	15
Obr. 5 Teplotní profil palivové tablety [5].....	21
Obr. 6 Palivová tableta ve tvaru hour-glassing .....	21
Obr. 7 Prutek s tabletami po čtyřbodovém ohybu [7] .....	26
Obr. 8 Schéma ohybové zkoušky [8] .....	27
Obr. 9 Pokrytí před a po ohybové zkoušce [9].....	28
Obr. 10 Snímky deformovaných vzorků po ohybovém testu [10].....	29
Obr. 11 Schéma a výsledná křivka zatížení [11].....	30
Obr. 12 Zátěžové křivky 4PBT z ANL a Studsvik [12].....	31
Obr. 13 Vzorek po experimentu [42] .....	32
Obr. 14 Zry-4 pro $\varepsilon = 1 * 10^{-3} s^{-1}$ za $T = 293 K$ .....	40
Obr. 15 Zry-4 průběh mezi kluzu.....	41
Obr. 16 Sít modelu Zry-4 - celý pohled .....	42
Obr. 17 Sít modelu pro Zry-4 - detail .....	42
Obr. 18 Porovnání vypočtené a experimentálně naměřené zatěžovací křivky .....	43
Obr. 19 Fotografie z experimentu a vizuální porovnání .....	44
Obr. 20 Vypočtená křivka zatížení.....	44
Obr. 21 Plastická deformace pokrytí M5 .....	45
Obr. 22 Porovnání vypočtené zátěžové křivky s měřenou.....	46

## Seznam tabulek

Tabulka 1 Referenční parametry [1][7][4][10][11][12][13] .....	15
Tabulka 2 Základní charakteristiky reaktorů [1][12][13][16][17][18][19][20][23].....	16
Tabulka 3 Složení vybraných materiálů pokrytí [hm %] [4][25].....	18
Tabulka 4 Rozdělení stavů jaderného zařízení [35] .....	23
Tabulka 5 Geometrie testovaného pokrytí [42] [43].....	33
Tabulka 6 Parametry zatížení testovaného pokrytí [42] [43].....	33
Tabulka 7 Youngův modul pružnosti a Poissonovo číslo .....	34
Tabulka 8 CW pro vybrané slitiny [44] .....	37
Tabulka 9 Vypočtené hodnoty $Z_{ry-4}$ pro $T = 293\text{ K}$ při $\varepsilon = 1 * 10^{(-3)}\text{ s}^{(-1)}$ .....	39
Tabulka 10 Porovnání vypočtených hodnot s referenčními naměřenými hodnotami.....	45
Tabulka 11 Porovnání koeficientu tuhosti .....	45
Tabulka 12 Porovnání získaných hodnot pro ZIRLO .....	47

## 1. Úvod

Palivové proutky jsou během provozu vystaveny extrémním podmínkám při vysokých teplotách, tlacích a provozu v korozním prostředí, které vyžadují neustálé optimalizování materiálů pokrytí pro zajištění bezpečného provozu s přítomností neutronů. Bezpečnost provozu lehkovodních reaktorů je zásadním aspektem, který prochází neustálým vývojem, a testování materiálů pokrytí palivových proutků je tak klíčovou součástí celého rozvoje. Analýzy chování vzorků pokrytí během různých provozních i abnormálních stavech při těchto podmínkách tvoří tak jejich důležitou součást.

Během normálního, havarijního nebo skladovacího režimu je pokrytí palivových proutků vystaveno mnoha způsobům namáhání, mezi něž patří například ohybové namáhání. Ohybové namáhání se během havarijního stavu významně projevuje při havárii se ztrátou chladiva, která je právě častou motivací pro vykonávání ohybových zkoušek. Výsledky tohoto testování umožňující simulaci podmínek, kterým je pokrytí vystaveno během havárie se ztrátou chladiva, jsou poté využity k analýze chování pokrytí v této havarijní situaci. Ohybové namáhání se dále vyskytuje při normálním provozu, které může být například zapříčiněno obtékáním palivových proutků chladivem v aktivní zóně reaktoru, jenž způsobuje vibrace proutků a tím postupně deformuje proutky mezi distančními mřížkami. K ohybu může docházet také při skladování paliva především při manipulacích nebo při transportu paliva do skladovacích bazénů či chladících nádrží.

Cílem této bakalářské práce je seznámení se s konstrukcí paliva a možnými způsoby namáhání, které mohou během provozu, případných havárií a při skladování nastat. Dále je cílem provedení analýzy metodou konečných prvků ohybového testu s moderním materiálem pokrytí. Vytyčené cíle této práce jsou:

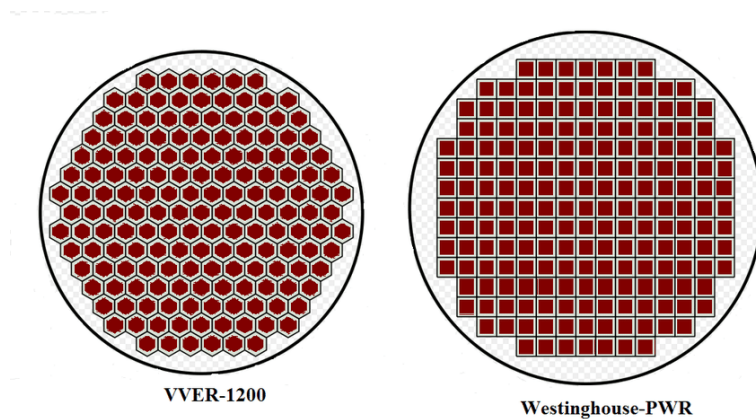
- První část práce bude zaměřena na popis konstrukce jaderného paliva a provozní podmínky ve kterých je provozováno, a typy materiálů využívaných pro pokrytí palivových proutků.
- V druhé části proběhne seznámení se s podmínkami a možnými způsoby namáhání palivového proutku, které mohou působit během normálního provozu, havarijních podmínek a při transportu a dlouhodobém skladování.
- Dále bude provedena rešerše se zaměřením na ohybové testy palivových proutků a přípravu materiálových vlastností vybraných typů pokrytí palivového proutku. Na základě toho bude realizován a vyhodnocen vlastní výpočet metodou konečných prvků čtyřbodového ohybového testu vzorků pokrytí moderního materiálu M5 a ZIRLO a standardního materiálu Zircaloy-4.

## 2. Tlakovodní reaktory

Tlakovodní reaktory jsou nejrozšířenějším typem lehkovodních reaktorů, které pracují na principu štěpení jader a následné jejich moderování tzv. lehkou vodou. Vodu využívají jako chladivo a rovněž jako moderátor. Dalším typem lehkovodních reaktorů (LWR zkratkou z angl. Light Water Reactor) jsou varné reaktory (BWR zkratkou z angl. Boiling Water Reactor), které pracují na principu varné vody bez odděleného chladicího a moderujícího okruhu.

V USA byly lehkovodní reaktory, které jsou nyní v provozu, navrženy a z větší části postaveny v sedmdesátých letech. Tempo výstaveb reaktorů, konkrétně vodou chlazených tlakovodních reaktorů (PWR z angl. Pressure Water Reactor), bylo ale pozastaveno s příchodem havárie reaktoru na ostrově Three Mile Island. Ve Spojených státech tak nastala mezera v projektování a výstavbě jakéhokoli typu jaderného reaktoru. Ve stejném období vznikl tlakovodní reaktor východní koncepce zkratkou VVER z ruského Vodo-Vodyanoi Energeticheskiy reaktor, který se principem od západní PWR koncepce příliš neodlišuje viz Obr. 1. Od počátku svého vývoje se koncept tlakovodního reaktoru nijak výrazně nezměnil, spíše došlo k jeho jednotné úpravě a dílčím konstrukčním úpravám. [1]

Jedním z rozdílů je například rozdílné rozložení palivových proutků v souboru. Zatímco palivové proutky VVER jsou zasazeny do trojúhelníkových mříží a dohromady utváří geometricky hexagonální tvar, tak v PWR souboru je v celku strukturován do čtvercového tvaru (jedná se o čtvercové mříže). Dalším rozdílem by mohlo být například typ parogenerátoru, kde u PWR se obvykle používá vertikální typ, zatímco u VVER se typicky jedná o horizontální typ. [1]



Obr. 1 Porovnání palivových souborů ve VVER a PWR [1]

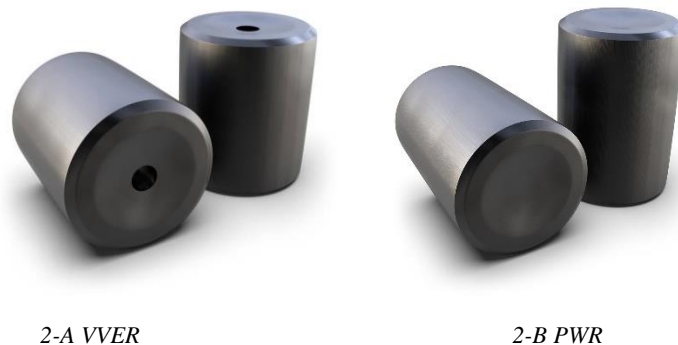
Tlakovodní reaktory PWR a VVER jsou nejpoužívanějším typem reaktoru, tvořící přibližně téměř tři čtvrtiny celkového instalovaného výkonu všech světových energetických reaktorů. Do této převažující skupiny spadá i Česká republika (tehdejší Československo), která v roce 1985 uvedla do provozu v jaderné elektrárně Dukovany první jaderný reaktor VVER-440 o výkonu 440 MW a o dva roky později byl zprovozněn poslední 4. blok, a tak celkový výkon činil 4x440 MW. V jaderné elektrárně Temelín jsou od roku 2000 v provozu celkem 2 reaktory VVER-1000 o původním instalovaném výkonu 2x1000 MW. [2] [3]

Tlakovodní reaktory jsou chlazeny a moderovány demineralizovanou (lehkou) vodou a vyznačují se vysokotlakým primárním okruhem, který zajišťuje udržení vody v kapalném stavu. Palivo těchto reaktorů tvoří především oxid uraničitý  $UO_2$  s průměrným obohacením pohybujícím se mezi 3,5 % až 5 % izotopem uranu 235 (obsah izotopu v surovém uranu se pohybuje 0.72 %). [4]

## 2.1 Konstrukce paliva

Základním elementem palivové konstrukce je *palivová tableta*. Palivové tablety jsou vyrobeny především ze sintrovaného obohaceného uranu, nebo ze směsi uranu a plutonia. Tablety mají průměr pohybující se okolo 10 mm, avšak jsou rozdílné pro konkrétní typ reaktoru – podrobnější informace lze najít v Tabulce 1. [5]

Po bočních dosedacích stranách tablety se nachází vybrání ve tvaru čoček, které dává prostor pro podélné rozpínání tablety, aniž by výrazně ovlivnilo celkový podélný posuv tablet v proutku. Palivové tablety VVER a některých rychlých reaktorů navíc mají po své délce otvor, jenž prochází jejich středem o průměru 1.2–1.6 mm za účelem snížení teploty ve středu paliva a kompenzace tlaku uvolněných plynných štěpných produktů. Nyní se již od tohoto otvoru upouští, neboť uvolnění tohoto místa umožňuje zvětšit množství paliva. Příkladem je palivo dodávané do VVER (tj. jaderné elektrárny Temelín a Dukovany), kde se od starší koncepce již úplně upustilo, viz Obr. 2-A. Na Obr. 2-B lze vidět palivovou tabletu používanou v PWR ( a současně tedy i ve VVER), která již tento otvor neobsahuje. Hrany tablety jsou zkoseny, viz Obr. 2, pro snížení pravděpodobnosti vzniku odštěpku při zasouvání tablet do pokrytí a při zvětšení objemu do šířky působí mírně menším tlakem na pokrytí oproti hranám nezkoseným. Tablety jsou následně vloženy do trubek vyrobených z příslušné zirkonové slitiny zvané pokrytí. [6] [4]

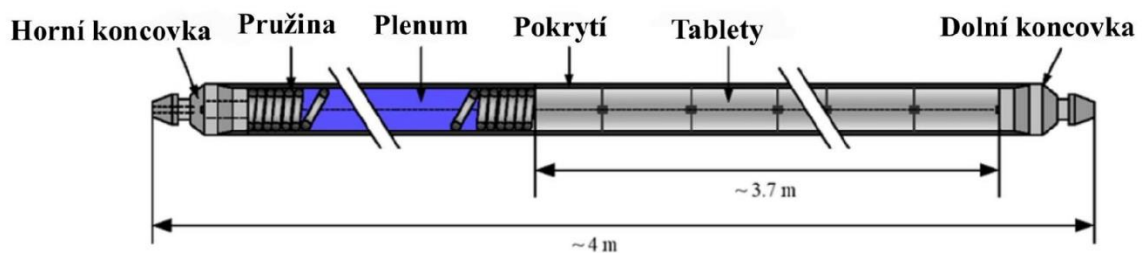


Obr. 2 Palivové tablety [2][3]

*Pokrytí* chrání palivové tablety před přímým kontaktem s chladivem, zachytává štěpné produkty a umožňuje účinný přenos tepla z paliva do chladiva. Naplněný proutek je následně stlačen desítkami atmosfér helia (viz Tabulka 1) předtím, než je nakonec utěsněn na každém konci pomocí svarového spoje. Vnitřní tlak plynu se volí tak, aby z části vyrovnával působící tlak vnějšího chladiva. Během provozu se vnitřní tlak zpravidla zvyšuje v důsledku uvolňování štěpného plynu z paliva a také změnou geometrie způsobené uzavíráním mezer vlivem swellingu neboli bobtnání viz dále kapitola 3.1.1. Štěpné plyny xenonu a kryptonu snižují vodivost plynu, to má za následek opětovné zvýšení teploty, a tedy další uvolňování

štěpných plynů. Helium je dobře tepelně vodivé a tvoří tak vhodný výplňový plyn plena proutku. Volné místo mezi horní tabletou a svařeným koncem nazývaný plenum, pohlcuje teplotní roztažnost tablet a další plynné štěpné produkty. [1] [7] [8]

Reaktor VVER má část pružinky lehce větší průměr, než vnitřní průměr proutku, a tím znemožňuje pohyb palivových tablet v proutku při manipulaci. V PWR pružina vyplňuje celý volný objem, a tak i v tomto případě je pohyb především při transportu tablet znemožněn, ačkoliv vnější průměr pružinky je menší, než vnitřní průměr pokrytí viz Obr. 3. Podrobnější detaily o rozměrech proutku a dalších částí palivového souboru jsou k dispozici v Tabulce 1. [1]



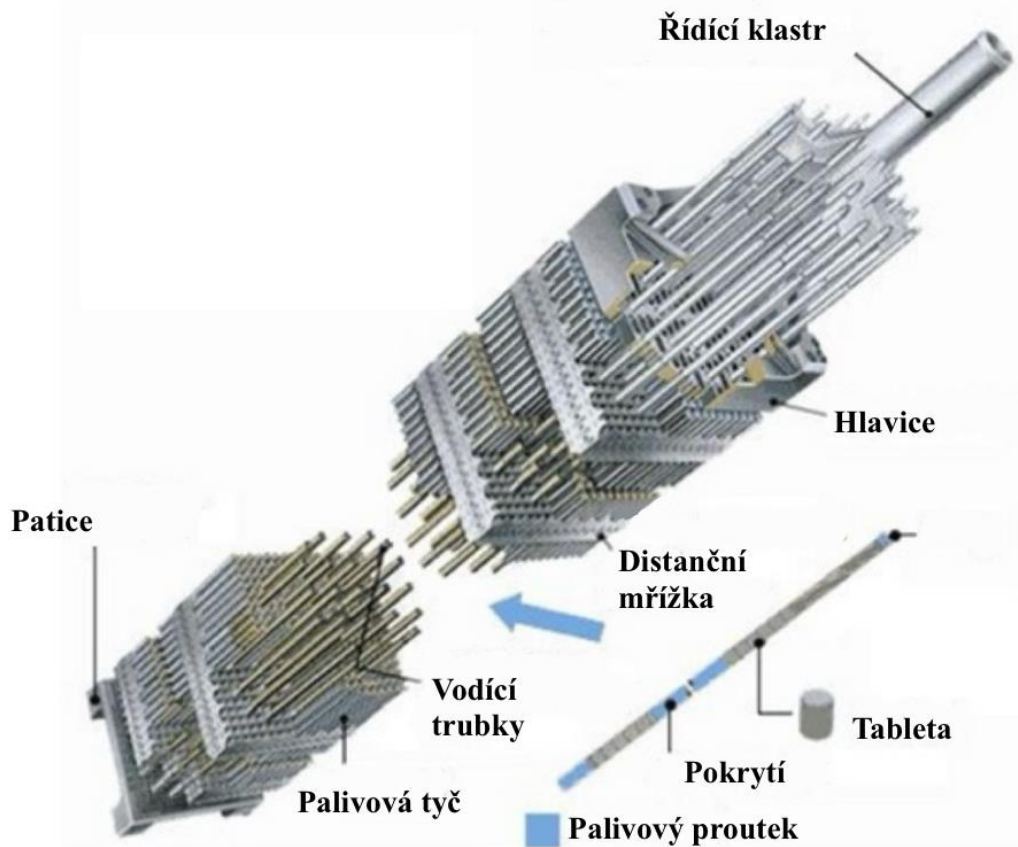
Obr. 3 Průřez PWR palivového proutku [4]

Palivové proutky dohromady utváří svazky buď trojúhelníkového nebo čtvercového uspořádání, které v celku představují *palivový soubor*, porovnání výsledné geometrie (hexagonální a čtvercové) viz výše Obr. 1. Soubor je dále tvořen skeletem (tj. obvykle centrální trubkou, vodíci trubkami, distančními mřížkami) a palivovými proutky jejichž oba konce uzavírá kryt tzv. hlavice na horním konci a patice na konci dolním. Patice obsahuje ADF, tedy filtr pevných částic, který je vstupním prvkem při průchodu chladiva souborem. Na výstupu svírá soubor hlavice, jejíž součástí je systém pružin sloužící k vyrovnání dilatace během teplotních změn. Hlavice i patice jsou pomocí dlouhých tyčí (centrálních a vodících trubek) rozebíratelným spojem spojeny na obou koncích, aby se upevnily palivové proutky v pozici. [1]

Konstrukce jaderného paliva vyžaduje, aby proutky s palivovými tabletami měly přesné fyzické uspořádání, co se týká jejich vzájemné rozteče a jejich vztahu k dalším částem palivového souboru. Aby bylo toto bylo zajištěno, tak v rámci souboru je podélně pevně uloženo několik distančních mřížek sloužících k udržení proutků v jejich přesném rozložení, jejichž celkový tvar je dán konkrétním typem reaktoru a paliva. [1]

*Distanční mřížky* jsou nejčastěji vyrobeny primárně ze zirkonia, část z nich poté ze slitin ocelí a musí udržovat (dokonce i zvyšovat) tok chladicí tekutiny kolem proutku a zároveň minimalizovat riziko vibračně způsobené abraze na pokrytí tzv. fretting. Vibrace mohou být způsobené manipulací během přepravy nebo proudem chladicí vody proudící vysokou rychlostí během provozu reaktoru. Musí být odolné vůči chemické korozi, vysokým teplotám, velkému statickému zatížení a mechanickým nárazům, ke kterým v elektrárně může docházet. Zároveň si musí zachovat nízký účinný průřez pro absorpci neutronů, aby nesnižovala počet neutronů potřebný ke štěpení. [1]

V distanční mřížce se kromě prostoru pro palivové proutky nachází také volná místa pro vodící trubky s jednou centrální trubkou. Například v reaktorech VVER-1000 je takto rozmístěno vodících trubek 18 s jednou osovou centrální. V těchto trubkách mohou být zasunuty řídicí tyče vyrobené z materiálu, který je schopen absorbovat neutrony, a tak pomáhá řídit štěpnou reakci v reaktoru. Celkové seskládání palivového souboru a jeho dílčích částí lze vidět na Obr.4. [5] [9]



Obr. 4 Popis PWR souboru [5]

Tabulka 1 Referenční parametry [1] [7] [4] [10] [11] [12] [13]

		BWR	PWR	VVER-440	VVER-1000
Výrobce				Gd-M2+ (TVEL)	Temelin LTA (WSE)
Průměr tablety	[mm]	10.4	8.2	7.8	7.844
Vnější průměr pokrytí	[mm]	12.7	9.5-9.7	9.1	9.144
Tloušťka pokrytí	[mm]	0.6~0.813	0.57~0.65	0.57	0.57
Počet proutků v souboru	[-]	64	264	126	312
Tlak v palivovém proutku	[MPa]	0.2~0.8	1~3	0.5~0.7	2~2.5
Délka proutku	[m]	4.1	4~4.1	3.908	3.8
Tvar mřížky	[-]		čtverec		trojúhelník

## 2.2 Provozní podmínky

Pro zajištění bezpečného a efektivního provozu reaktorů je potřeba znát jejich provozní podmínky. Díky tomu jsme schopni udržovat neoptimálnější zatížení výkonu reaktoru a minimalizovat jeho riziko poruchy. Normální provozní podmínky pak představují tyto očekávané podmínky, na které byl reaktor navržen.

Provozní hodnoty pro VVER-1000, VVER-440, PWR a BWR lze porovnat v Tabulce 2. Hodnoty BWR jsou v tabulce zahrnuty pro úplnost, přestože se tomuto typu nebude dále věnovat další pozornost, neboť to není hlavním předmětem této práce. Všechny údaje jsou pouze referenční, vzhledem k tomu, že se v provozu mohou mírně lišit v závislosti na dalších podmínkách.

Velký vliv na provoz má například také chladivo, které odvádí teplo vznikající v aktivní zóně reaktoru. Při srážce se jádro izotopu uranu rozdělí na dva neutrony s menším nukleonovým číslem, velkou kinetickou energií a další produkty štěpení. Neutrony při srážce s dalšími neutrony vyzáří energii, zpomalí se a tato vyzářená energie se přemění na teplo, které je potřeba odvádět dále do parogenerátoru. Pro zvýšení pravděpodobnosti srážky se musí rychlost neutronů zpomalit neboli moderovat. V tlakovodních reaktorech se jako moderátor používá lehká demineralizovaná voda, která se zároveň využívá jako chladivo. Voda má na toto použití vhodné vlastnosti, neboť neutrony nepohlcuje, ale pouze zpomaluje. Absorbátory, které jsou nedílnou součástí aktivní zóny zároveň řídí celou řetězovou reakci, přičemž přebytečné neutrony pohlcují. [14] [15]

Tabulka 2 Základní charakteristiky reaktorů [1][12][13][16][17][18][19][20][23]

		<b>BWR</b>	<b>PWR</b>	<b>VVER440</b>	<b>VVER1000</b>
<b>Počet souborů</b>	<b>[-]</b>	748	193~241	349	163
<b>Hmotnostní tok chladiva</b>	<b>[kg/s]</b>	8500-10600	4700	8800	16711
<b>Rychlost chladiva</b>	<b>[m/s]</b>	2.5~5	3.8	3.5	5.6~6
<b>Vstupní teplota</b>	<b>[°C]</b>	278	292~301	267	288
<b>Výstupní teplota</b>	<b>[°C]</b>	288	330	297	318
<b>Tlak v primárním okruhu</b>	<b>[MPa]</b>	7	15	12.5	15.7

## 2.3 Materiály pokrytí

Na výrobu hlavních částí reaktoru LWR se nejčastěji používají dva druhy slitin: nerezová ocel a slitiny na bázi zirkonia. Nerezová ocel byla použita ve dvou historicky prvních reaktorech LWR, zatímco první lehkovodní reaktory v USA byly postaveny ze zirkoniových slitin jako hlavního konstrukčního kovu. [22]

Zirkonium nebylo příliš využíváno, dokud se z něj nezačala vyrábět palivová pokrytí reaktorů v jaderném programu amerického námořnictva v roce 1952. Pohon amerických lodí a ponorek musel být dostatečně silný, kompaktní, musel pracovat ve skloněném stavu na lodích případně i ostrých úhlech při ponořování ponorek. Hledal se vhodný materiál, který by vydržel v korozním prostředí při vysokých teplotách, zachoval si celistvost při radiačním ozařování a zároveň neabsorboval neutrony potřebné pro jadernou reakci. [22]

Konstrukce reaktorů vyžaduje, aby pokrytí paliva bylo vyrobeno z materiálu, co s nejmenší neutronovou absorpcí napříč celým objemem, zatímco si zachová co nejlepší kombinaci mechanických a chemických vlastností. Přestože první námořně využívaný reaktor byl



vyroben z čistého zirkonia, zirkoniové slitiny se začaly používat krátce poté co se ukázalo, že slitiny vykazují nižší účinný průřez absorpce tepelných neutronů než čisté zirkonium. Tato vlastnost byla získána z poznatku, že již malé obsahy legujících příměsí mohou chránit povrch proti vysokoteplotní korozi. Dnes se zirkoniové slitiny používají ve většině LWR reaktorů stejně jako v těžkovodních CANDU (z angl. CANada Deuterium-Uranium) reaktorech. Dodnes se slitiny navržené v druhé polovině 20. století využívají, neboť se ukázaly být velmi odolné vůči ozáření, neutronovým tokům a provozu v korozním prostředí, pro které byly určeny. [22]

Přestože zirkoniové slitiny nejsou tak pevné jako ocel, stále jsou ve většině případů vhodnější. Jak již bylo zmíněno, nejdůležitější vlastností je nízká absorpce neutronů, která je až patnáctkrát menší než u ocelových Fe-Cr-Ni slitin. Tato vlastnost snižuje nežádoucí ztráty neutronů a zároveň redukuje potřebné obohacení paliva U235 ve srovnání s obohacením potřebným pro celooceľovou aktivní zónu. Zirkoniové a podobné slitiny jsou odolnější vůči korozi vysokoteplotní vodou v reaktorech LWR a obecně jsou více rezistentní vůči škodlivým účinkům ozáření (zejména bobtnání dutin tzv. swelling) než nerezová ocel. Během provozu dochází k tvorbě vodíku, který interaguje se zirkoniovou slitinou a tím způsobuje její degradaci. Tento vodík se může následně precipitovat na hydridy, což je další proces vedoucí k poškození materiálu. [22]

Zirkonium je relativně dražší v porovnání s nerezovou ocelí. Jeho cena však není důsledkem nedostatku prvku vzhledem k tomu, že Zirkonium patří k jednomu z nejrozšířenějších prvků. Je běžně nalezen ve formě minerálu (ZrSiO<sub>4</sub>) a baddeleyitu/oxidu ZrO<sub>2</sub>. Nicméně přeměna z této surové podoby do čistého kovu je komplikována procesem očištění samotné zirkoniové rudy. Tyto rudy obsahují značné koncentrace chemicky podobného prvku hafnia, který musí být při zpracování téměř zcela odstraněn, protože jeho průřez absorpce tepelných neutronů je 1000krát větší než průřez zirkonia. Zároveň, zirkonium patří k jedné z mála skupin prvků, které mají současně silnou afinitu k vodíku, kyslíku a dusíku. Přítomnost příliš vysokých koncentrací těchto prvků v konečném výrobku způsobuje řadu nežádoucích chemických a mechanických důsledků. Proto musí být tyto prvky během výroby důsledně eliminovány nebo kontrolovány, což dále zvyšuje náklady. [1] [22]

Zirkoniové slitiny byly v průběhu let vyvíjeny tak, aby výsledná slitina měla nejlepší možné vlastnosti zahrnující již zmíněnou nízkou neutronovou absorpci, dobré mechanické vlastnosti do 350 °C (tj. creep, odolnost proti únavě, vyšší tažnost), odolnost proti korozi, vhodné tepelně-fyzikální vlastnosti jako je například tepelná vodivost nebo v neposlední řadě kompatibilita s palivem (UO<sub>2</sub>) a vodou. [23]

První fáze raného vývoje měly za výsledek Zircaloy-1, kterému pomohl poznatek o významu cínu ve slitině (až 2.5hm %), jelikož zvýšil korozní odolnost stávajícímu složení zirkonia, železa, chromu a niklu. Přestože zkoušky stále vykazovaly nevyhovující odolnost vůči vysokoteplotní korozi, bylo zjištěno, že snížení Sn na 1.45 % spolu s 0.14 % Fe, 0.1 % Cr a 0.06 % Ni, představuje nejoptimálnější řešení. Pod tímto složením je dnes známa slitina ze skupiny Zr-Sn Zircaloy-2 dodnes používaná u povrchu BWR, vykazující stejné tahové vlastnosti jako Zircaloy-1, ale podstatně lepší odolnost proti vysokoteplotní korozi. Odstraněním niklu, který napomáhal k absorpci vodíku a zvýšením obsahu železa pro zmírnění nežádoucích účinků proti korozi dal za vznik slitině Zircaloy-4 používaná především v PWR. [23]

V 60. letech minulého století přešla společnost Westinghouse z pokrytí PWR a BWR vyráběného z nerezové oceli na Zircaloy-2 (zkráceně Zry-2) a Zircaloy-4 (zkráceně Zry-4). [23]

Mezi další materiály pokrytí, které se později na konci 20. století vyvinuly patří další dva druhy slitiny a to Zr-Nb slitiny jako je Zr-2.5%Nb, E110 nebo její obdoba M5 (chráněný ochrannou známkou francouzské společnosti Framatome), a kombinace Zr-Sn-Nb-Fe kam patří například ZIRLO (spadající pod ochrannou známku americké společnosti Westinghouse), E635 nebo OptZIRLO. Slitiny E110 a E635 se dodnes používají především ve VVER souborech, které i byly vyvinuty v tehdejší Sovětském svazu. HANA-4 byla vyvinuta korejským výzkumným institutem KAERI (z angl. Korea Atomic Energy Research Institute) jako materiál pokrytí se snahou zlepšit materiálové vlastnosti oproti konkurenčním verzím. Podrobnější chemické složení vybraných materiálů lze najít v Tabulce 3. [1] [23] [24]

V současné době jsou v normách ASTM (z angl. American Society for Testing Materials) uvedeny pouze tyto slitiny a to Zircaloy-2, Zircaloy-4, Zr-Nb, používané jako pokrytí a konstrukční materiál PWR a BWR reaktorů. Dále pak slitina Zr-Nb využívaná v tlakových trubkách reaktorů CANDU. Slitiny ZIRLO a M5 jsou sice široce používané jako materiál moderního pokrytí, nicméně zatím nemají označení ASTM stejně jako slitiny E110 a E635 využívané ve VVER, které toto označení také postrádají. [1] [23]

*Tabulka 3 Složení vybraných materiálů pokrytí [hm %] [4][25]*

	<b>Zry-2</b>	<b>Zry-4</b>	<b>ZIRLO</b>	<b>M5</b>	<b>E110</b>	<b>E635</b>	<b>HANA-4</b>	<b>Opt. ZIRLO</b>
<b>Sn</b>	1.45	1.3-1.45	0.75-1.1	-	-	1.2	0.4	0.67
<b>Nb</b>	-	-	-	1.0	1.0	1.0	1.5	1
<b>Fe</b>	0.14	0.21	0.1	0.038	0.009	0.35	0.2	0.1
<b>Cr</b>	0.1	0.1	-	-	-	-	0.1	-
<b>Ni</b>	0.06	-	-	-	-	-	-	-
<b>O</b>	-	-	-	0.14	0.06	0.06	0.1	-

### 3. Chování palivového proutku

Palivový proutek je během provozu vystaven mnoha vlivům a podmínkám, které zapříčiňují různé způsoby jakými může být namáhán, ať už při normálním provozu za provozních podmínek, v havarijních stavech nebo při manipulacích a skladování. Níže jsou popsány způsoby namáhání, které se při těchto situacích vyskytují:

#### 3.1 Při normálním provozu

Normální provoz lze popsat jako typ provozu, při kterém se udržuje stabilní a řízená jaderná reakce. Teplo vznikající při této reakci se odvádí pomocí chladicího média a dále do parogenerátoru. Výkon reaktoru je korigován pomocí nastavené polohy regulačních tyčí, jež pohlcují neutrony a snižují štěpení probíhající v palivu. Průtok chladicí kapaliny se zároveň upravuje tak, aby se v aktivní zóně reaktoru zachovávala konstantní teplota a tlak.

Po celou dobu provozu je předpokládán bezproblémový průběh a nejsou přijatelné stavy jako je tavení paliva, porušení pokrytí nebo například únik chladiva, které by mohly zapříčinit havárii. Kromě toho musí být reaktor během běžného provozu provozován v rámci svých projektových limitů, které mj. zahrnují teplotu, tlak a úroveň výkonu. Jakákoli odchylka od těchto limitů může vést až k odstavení reaktoru nebo k jiným bezpečnostním opatřením, která mají zabránit poškození paliva a aktivní zóny reaktoru. Proto jsou stanovena bezpečnostní kritéria a provozní limity, které mají zajistit bezpečný chod reaktoru a v případě poruchy minimální úniky radioaktivních látek. [26]

##### 3.1.1 Představení možných situací vedoucích k porušení pokrytí

V palivových proutcích dochází k mnoha jevům, které mají přímý vliv i na samotné pokrytí. Mezi tyto jevy patří:

- Swelling
- PCMI/PCCI
- Oxidace a hydridace
- Creep

Swelling neboli bobtnání je jeden z projevů ozáření paliva, kdy během provozu vznikají v palivu pevné a plynné štěpné produkty. Zatímco pevné produkty zpravidla setrvávají v místě jejich vzniku, plynné štěpné produkty jsou pohyblivější a distribuují se jak do matrice paliva, tak do prázdného objemu palivového proutku nebo do pórů tablety, kde se kumulují. Právě tyto hromadící se pevné produkty zapříčiňují postupné bobtnání během ozařování. Tento jev je při provozu běžný, avšak zapříčiňuje zvýšení vnitřního tlaku plynu uvnitř proutku, přičemž také svým rozpínáním tablety snižuje volný objem (plenum) proutku. V takovém případě následně dochází ke kontaktu tablety s pokrytím neboli PCMI. Při dlouhodobém procesu vyhořívání se k tomuto jevu přidává další efekt, znám jako creep pokrytí, oba tyto jevy jsou detailněji popsány níže. [27]

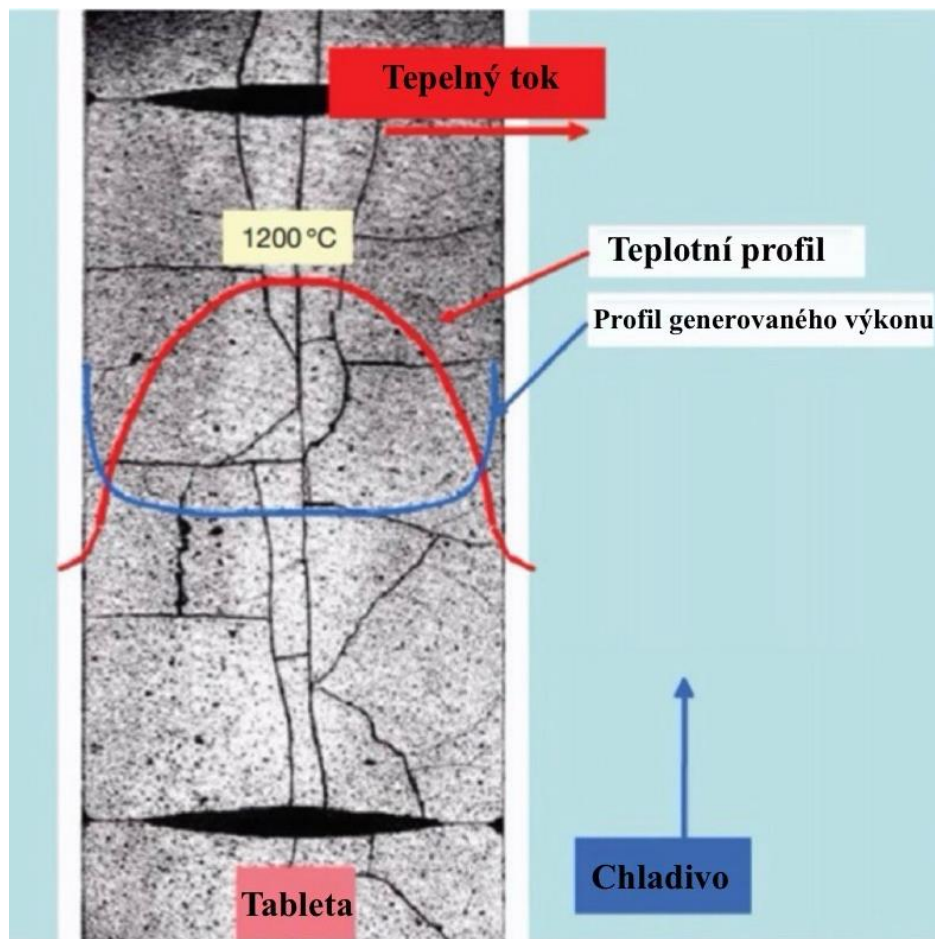
Na Obr. 5 lze vidět typický teplotní profil palivové tablety PWR při středním výkonu, kde nejvyšší teploty až 1200 °C dosahuje ve svém středu, přičemž teplota tavení UO<sub>2</sub> se pohybuje kolem 2800°C. Důsledkem velkého teplotního gradientu, který je iniciátorem popraskání tablety teplota na povrchu tablety klesne až na cca 500 °C. Díky mezeře mezi tabletou a pokrytím, klesá teplota přibližně o dalších 80 °C na 420 °C. Na samotné vnější straně pokrytí

je pak při kontaktu s chladičem pouze 30 °C rozdíl, což představuje výrazný rozdíl teploty z počátečních 1200 °C. [7][28]

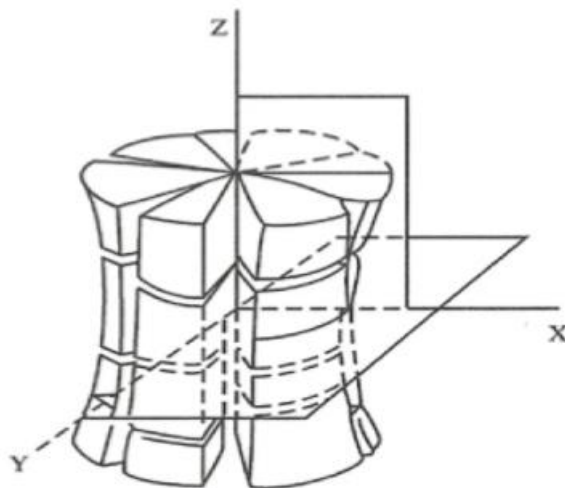
PCMI (z angl. Pellet-Cladding Mechanical Interaction) je mechanická interakce mezi palivovou tabletou a pokrytím. Příčinou je rozdílná teplotní roztažnost tablety a pokrytí, kdy dojde k uzavření mezery mezi tabletou a pokrytím. V počáteční fázi dochází k uzavření mezery pouze na koncích tablety, později vlivem swellingu i po celé délce tablety. Vlivem teplotního pole se tableta snáz deformuje, a tak její hrany se prohnu směrem ven. Tento jev je označován jako hour-glassing, neboť tvar palivové tablety připomíná tvar přesýpacích hodin viz Obr. 6, kde je patrná fragmentace tablet ve studeném stavu, které nastala překročením mezního lomového napětí  $UO_2$  během spuštění reaktoru do provozu. Interakce může být také chemická neboli PCCI (z angl. Pellet-Cladding Chemical Interaction), kdy dochází ke vlivu chemického působení štěpných produktů (I, Cd, Te) na vnitřní povrch pokrytí. [4] [29]

Tento kontakt vede ke zvýšení lokálního napětí, který může vyústit k iniciaci trhliny v pokrytí až k případnému tvárnému lomu. [30]

Na povrchu pokrytí dochází k oxidační reakci za vzniku oxidické vrstvy zirkonia  $ZrO_2$ . Na základě doporučení ASTM se udává hraniční tloušťka vrstvy, která určuje maximální redukci pokrytí, která nesmí přesáhnout o 10 % své původní tloušťky, což odpovídá přibližně 100  $\mu m$ . Rychlost koroze se zvyšuje spolu s rostoucí teplotou, a tak je při analýze přenosu tepla nutno počítat i s touto vrstvou. Díky své výrazně nízké tepelné vodivosti ( $\approx 2 \text{ W(mK)}^{-1}$ ) omezuje přenos tepla z paliva na pokrytí. Při nepřetržitém provozu s typickým lineárním výkonem 20  $\text{kWm}^{-1}$  se teplota pokrytí zvyšuje přibližně o 0.3 K na mikrometr tloušťky vnější vrstvy oxidu. Pokud by došlo k úbytku této oxidické vrstvy, mohlo by dojít až k teplotnímu rozdílu 30 K mezi oblastmi s poškozenou oxidickou vrstvou a těmi dosud nepokrytými. Kromě této vnější oxidické vrstvy existuje také vnitřní oxidická vrstva, jejíž tloušťka se obvykle pohybuje kolem 10  $\mu m$ . [30]



Obr. 5 Teplotní profil palivové tablety [5]



Obr. 6 Palivová tableta ve tvaru hour-glassing

Hydridace nastává při absorpci vodíku pokrytím a následnému vzniku hydridů, které mohou způsobovat jeho křehnutí. Místa s vysokou lokální koncentrací hydridů mohou mít za následek tvorbu puchýřů, které následně přispívají k tvorbě trhlin a spolu s oxidací tak vést do úplného popraskání pokrytí. [31]

Creep neboli tečení je časově a teplotně závislý proces deformace během namáhání. Zdrojem tohoto vzniklého napětí je přetlak vnějšího plynu ve srovnání s vnitřním tlakem v proutku (viz Tabulka 1 a Tabulka 2 v kapitole 2). Vnitřní tlak v proutku se avšak časem zvyšuje, díky štěpným plynům vznikajícím v ozářeném palivu. Důsledkem zvětšování těchto plynových bublin je swelling, který byl již popsán výše. S tímto jevem se při konstrukci již počítá, neboť mezera mezi tabletou a pokrytím umožňuje tomuto předpokládanému volnému bobtnání tablety prostor. Při snížení výkonu, například během odstávky, může dojít k opětovnému otevření mezery. [4] [29]

Další příčinou namáhání proutku při normálním provozu způsobuje tok chladící kapaliny proudící v aktivní zóně reaktoru, jež má za následek vznik vibrací, které postupně způsobují ohybovou deformaci proutku mezi distančními mřížkami.

### 3.2 Při skladování

Vyhořelé palivo ale také ostatní konstrukční části souboru jsou zdrojem nejen samotné radiace ale i tepla. Proto by měly být před další manipulací dočasně uloženy v chladících bazénech pro to určené v bezprostřední blízkosti reaktoru. Toto počáteční skladování trvá minimálně 9 až 12 měsíců, nicméně ve skutečnosti to může být několik až desítek let v závislosti na kapacitě skladovacích bazénů. Tyto nádrže s vodou jsou vyrobeny z masivních železobetonových desek s nerezovým obkladem, pro odstínění radiace a zároveň pro udržení vlastní hmotnosti i s vodou a skladovanými částmi. Pro PWR se obvykle tyto nádrže nacházejí v pomocné stavbě v blízkosti kontejnmentu, zatímco u BWR jsou umístěny v rámci primárního kontejnmentu. [4]

Palivo následně projde krátkou fází vysušení, během kterého teplota dosahuje maximálně přibližných 673.15 K. Palivo, které není určeno pro další přepracování je poté převezeno buď do speciálních bazénů naplněné vodou, nebo je uchováváno v suchých obalových souborech v ochranné vzduchové atmosféře. V obou případech se počítá s přibližnou maximální teplotou ukládaného materiálu – v případě bazénových nádrží 175 °C a pro suché skladování 400 °C. Pokud palivo bude dále přepracováno je uloženo do skladovacích bazénů přepracovacích podniků. V současnosti je v provozu přibližně 90 oddělených průmyslových skladů vyhořelého paliva, z nichž většina jsou suché sklady v areálech reaktoru. [32] [33]

Při vyjímání z reaktoru je třeba s palivovými soubory manipulovat pomocí manipulačních zařízení. Všechny druhy pohybů jako zvedání, otáčení, posouvání mohou vést k otřesům a deformacím způsobeným manipulací. Při případném pádu palivového souboru může dojít k výraznému ohybu palivových proutků, vzájemnému kontaktu proutků i PCMI až náhlému protržení pokrytí a vysypání tablet.

Při převozu se uzavřené kontejnery plněné heliem převážejí silniční, lodní nebo železniční dopravou, kdy otřesy a vibrace mohou vést k mechanickému poškození jako je například fretting, vzniku únavové deformace nebo průhybu proutků.

Během vkládání souborů do bazénů dochází k teplotnímu rozdílu pokrytí a chladící vody, a tak dochází k vnitřnímu napětí. Při suchém skladování se creep pomalu zastavuje a plastická deformace se již dále nevyvíjí. Toto zastavení creepové deformace může vést k nárůstu napětí v pokrytí v důsledku uvolňování plynů spolu se zmenšováním objemu dutin při bobtnání tablet. Pokud by swelling tablet způsobil kontakt s pokrytím tedy PCMI, vedlo by to k další

deformaci pokrytí. V neposlední řadě dochází k chemické interakci PCCI s vodou v nádrži a korozním jevům na povrchu pokrytí. [34]

### 3.3 V havarijních podmínkách

Dle Státního úřadu pro jadernou bezpečnost se stav jaderného zařízení kategorizuje do několika kategorií viz Tabulka 4. Kategorie rozšířených projektových podmínek (DEC z angl. Design Extension Condition) byla zavedena jako jeden z dalších kroků ochrany jaderných zařízení. DEC se dle stupně závažnosti poškození paliva rozděluje na [35]:

DEC A – bez závažného poškození paliva, cílem opatření je prevence vzniku těžké havárie

DEC B – těžké havárie (události s vážným poškozením paliva), cílem opatření je snížit následky závažné havárie na nejnižší možný stupeň

Tabulka 4 Rozdělení stavů jaderného zařízení [35]

Stavy jaderného zařízení				
Provozní stavy		Havarijní podmínky		
Normální provoz	Abnormální provoz	Základní projektové nehody	Rozšířené projektové podmínky	
			Události bez vážného poškození paliva	Těžké havárie (Události s vážným poškozením paliva)
			DEC A	DEC B

Za havarijní podmínky jsou považovány stavy, které nejsou provozní, a tedy nesplňují bezpečnostní limity a podmínky. Mezi havarijní podmínky patří skupina základních projektových nehod, kdy se havarijní podmínky sice vyskytnou, ale správně fungující bezpečnostní systémy zabrání překročení daných úrovní nebo limitů ozáření tak, aby nedošlo k závažnější události. Rozšířené projektové podmínky jsou podmínky pro incidenty závažnější než základní projektová nehoda, nicméně jsou zohledněny při projektování. Jedná se o náhlé události, a právě rozšířená projektová podmínka definuje následné bezpečnostní postupy a opatření pro předcházení těchto situací a minimalizaci následků. [35]

#### 3.3.1 LOCA

Jednou z projektových havárií u vodou chlazených reaktorů je LOCA (z angl. Loss of Coolant Accident) neboli ztráta chladiva vlivem poruchy primárního okruhu. Jako iniciační událost projektové havárie může být považována havárie jedné z trubek ze systému potrubí chladiva mezi reaktorovou nádobou a čerpadlem. Z toho důvodu je zapotřebí, aby měl reaktor několik záložních systémů nouzového chlazení aktivní zóny. Při definování této základní projektové havárie na přelomu 60. a 70. let bylo obecně známo, že za účelem minimalizace radiologických dopadů na veřejnost je nutné předejít roztavení paliva. Tento požadavek vedl ke vzniku podmínky, při které palivo musí mít zajištěno chlazení po celou dobu LOCA havárie pro zachování strukturální, ne však nutně hermetické, integrity. [27]

Vnitřní tlak v palivových proutcích začne růst, vzhledem ke ztrátě tlaku vnějšího, který do té doby na pokrytí působil. Když teplota pokrytí přesáhne více jak 1000 °C, poklesne celková pevnost proutku a následně dojde k plastické deformaci pokrytí tedy nafouknutí (tzv. ballooning) a průhybu mezi distančními mřížkami, což může mít za následek porušení

pokrytí. Nafouknutí spolu s ohybem proutku přitom může vést k zablokování průtokového kanálu chladicího média. Prasklé pokrytí je poté vystaveno vnitřní i vnější oxidaci, kdy zároveň zachytává významné množství vodíku, který způsobuje zkřehnutí zvláště pak po fázi ochlazení, viz kapitola 3.1.1. Při velmi vysokých teplotách je rychlost oxidace pokrytí párou natolik vysoká, že nelze již teplo odvádět, a tak může dojít k roztavení pokrytí. [27]

Po zaznamenání havárie se aktivuje automatický systém havarijního chlazení aktivní zóny, který ochladí a znovu zaplaví aktivní zónu. Při opětovném zaplavení však může dojít k popraskání silně zoxidovaného pokrytí vlivem prudkého ochlazení proutku, které spolu s nafouknutím pokrytí může způsobit deformaci chladicí geometrie. Analýza chování pokrytí při plastických deformacích je důležitá pro vyhodnocení a potvrzení bezpečnosti reaktorů v případě LOCA. [4]

### **3.3.2 RIA**

RIA (z angl. Reactivity-initiated Accident) neboli reaktivitou iniciovaná havárie je typ projektové havárie, která může nastat v případě nežádoucímu nárůstu teploty paliva a výkonu reaktoru. Prudký nárůst výkonu může vést k selhání palivových tyčí a uvolnění radioaktivních materiálů do chladiva primárního reaktoru. Únik horkého paliva do vody může způsobit náhlý vznik páry a tlakových pulzů, které by mohly poškodit blízké palivové soubory a další součásti. [36]

Rychlý nárůst výkonu vede k téměř adiabatickému ohřevu palivových tablet, které se okamžitě deformují vlivem tepelné roztažnosti. Rozpínání tablet způsobí přímý kontakt mezi tabletou a vnitřním povrchem pokrytím tedy k mechanické interakci mezi tabletou a pokrytím (PCMI) vedoucímu k rychlému a mechanickému zatížení pokrytí. Palivo s vysokým stupněm vyhoření je mj. provázeno povrchovou oxidickou vrstvou a hydridací. [4]



## 4. Výběr módu namáhání

V kapitole 3 jsem shrnula možné způsoby namáhání palivového proutku, které během provozu, havarijních podmínek a skladování mohou nastat. V následující části se zaměřím na jedno vybrané zatížení, a to namáhání ohybem, které se v omezené míře vyskytuje v normálním provozu (způsobené vibracemi z provozu, prouděním chladiva a možnými dalšími jevy), primárně však jako důsledek LOCA nebo při skladování, kde při manipulacích může dojít k namáhání ohybem. Nadále se budu věnovat podrobnějšímu zkoumání ohybu a jeho vlivu na pokrytí.

Pro analýzu chování pokrytí při LOCA havárii se využívá několik statických i dynamických druhů mechanického testování, která zkoumají chování za vysokého tlaku a teploty. Příprava těchto vzorků pro analýzu LOCA probíhá většinou oxidací i hydridací pokrytí v páře při 1200 °C a poté prudkým zchlazením vodou (kalením). Pokrytí i přes důsledné technologické postupy není možno vyrobit zcela homogenně, proto veškeré zkoušky jsou ovlivněny i vnitřní strukturou obsahující různá ohniska vysrážených hydridů, oxidů a dalších diskontinuit, které iniciují vznik trhlin.

Testované mohou být vzorky v různém stádiu ozáření včetně neozářeného, zároveň záleží na konkrétním experimentu, zda vzorky budou ošetřeny nějakým druhem předúprav jako je například žihání (simulující vysoušení paliva před uložením do obalového souboru), mechanické zdeformování pro simulaci LOCA (nafouknutí, porušení) nebo oxidace a hydridací povrchu.

### 4.1 Rešerše ohybových testů

V této části práce jsem se zaměřila na rešerši různých typů ohybových testů, které jsou běžně s palivovým proutkem (nebo samotným pokrytím) prováděny. Cílem bylo zjištění odlišných přístupů a motivací, které byly v jednotlivých studiích zdokumentovány. Uvedené testy z dokumentů se zabývají tříbodovým nebo čtyřbodovým ohybem pokrytí v různých variantách ať už se jedná o porušené nebo čerstvé pokrytí, vzorky v deformovaném či nedeformovaném stavu, naplněné tabletami nebo pouze samotné pokrytí.

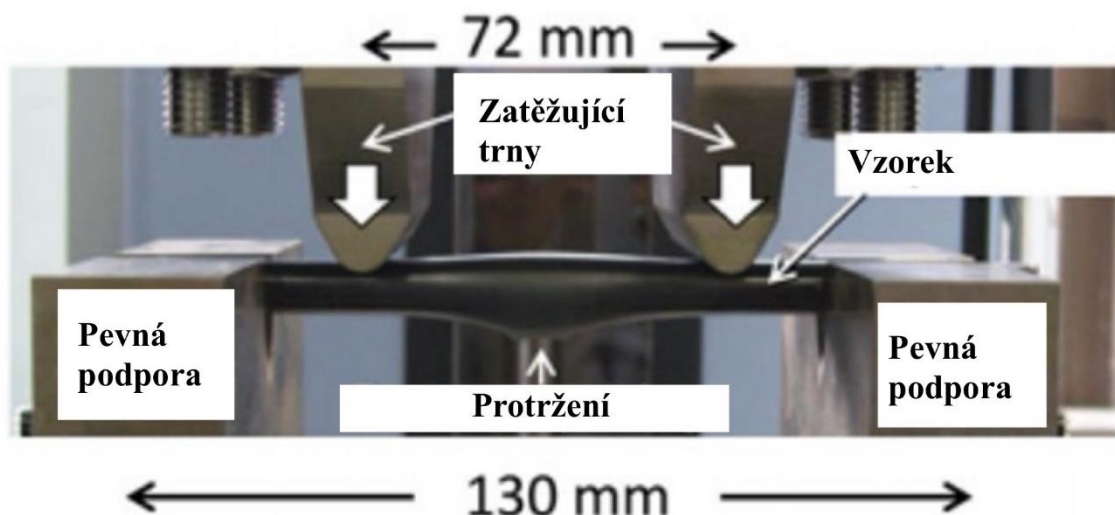
V rámci projektu vykonala Oak Ridge National Laboratory, USA v roce 2022 několik čtyřbodových ohybových zkoušek vyhořelého pokrytí z PWR reaktoru (s mřížkou 17x17) pohybující se mezi 50—60 GWd/MTU. Mezi testované materiály patřilo Zry-4, Zry-4 s nízkým obsahem cínu (dále jen LT Zry-4), ZIRLO, a M5. Šest vzorků od každého typu bylo testováno až do destrukce při pokojové teplotě (zkráceně RT z angl. Room temperature) 20 °C a 200 °C. Ze šesti vzorků byly tři před testováním ošetřeny celým cyklem tepelného namáhání z pokojové teploty do 400 °C poté znovu do RT a nakonec byly udržovány po dobu 8 hodin při 400 °C. Všechny vzorky byly dlouhé 150 mm, dva byly vyrobeny ve Framatome (M5 pokrytí) a zbývající čtyři firmou Westinghouse (Zry-4, LT Zry-4, ZIRLO). Zajímavou částí bylo porovnání vlastností při vložení 15 keramických tablet do pokrytí, neboť dle očekávání tablety zvýšily tuhost, a to o přibližných 40 %. Zlom pokrytí nastával téměř výhradně v místech kontaktu vložených tablet v místě největšího průhybu viz Obr.7. [37] [38]



*Obr. 7 Proutek s tabletami po čtyřbodovém ohybu [7]*

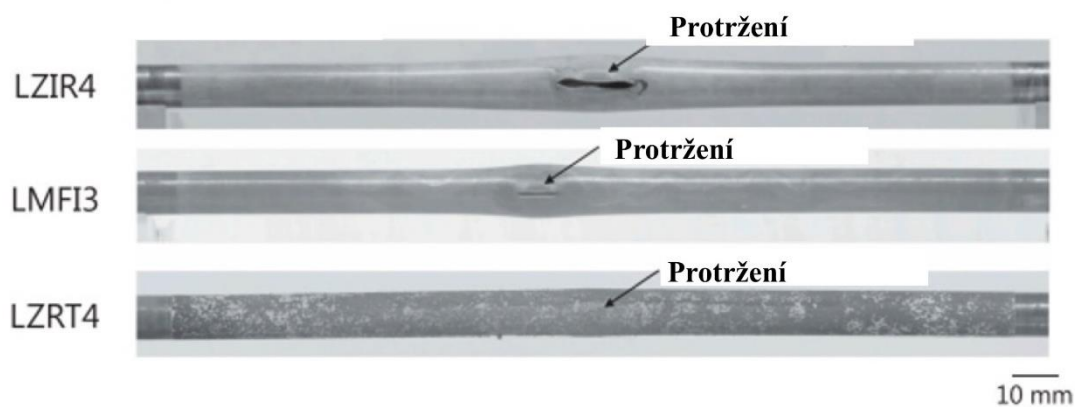
Za účelem posouzení lomové houževnatosti byly v roce 2014 v Japonsku uskutečněny čtyřbodové ohybové zkoušky na neozářených vzorcích pokrytí, které byly roztrženy, zoxidovány v páře a následně zchlazeny ve vodě. Zkouška byla provedena pro vyhodnocení a zajištění integrity paliva i při seismickém zatížení, vzhledem k události havárie Fukušima Daiiči v roce 2011. Na základě toho byly provedeny různé mechanické zkoušky na jejichž základě byla vyhodnocena tažnost a pevnost pokrytí v podmínkách během a po LOCA havárii. Nicméně většina těchto zkoušek pracovala s neporušenými vzorky, avšak pokrytí se během těchto havarijních podmínek může porušit, protože při navýšení teploty roste také vnitřní tlak a dochází tak ke snižování pevnosti pokrytí. Prasklé pokrytí je poté nejen deformováno, ale také dochází k výrazné oxidaci vnitřní stěny pokrytí v blízkosti trhliny. Tento jev je doprovázen lokálním zachytáváním vodíku, což dále zhoršuje tažnost pokrytí. Pro přesnější analýzu integrity při LOCA havárii se z tohoto důvodu rozhodli v tomto experimentu pro použití již porušených vzorků. [39]

Testovány byly neozářené 130 mm dlouhé vzorky Zry-4 a Zry-2, které byly naplněny hliníkovými tabletami pro simulaci vnitřního zdroje tepla. Proutek byl natlakován vnitřním plynem následně uzavřen a vložen do aparatury, kde proběhla simulace LOCA zahrnující ohřátí v páře, oxidace ve vysokých teplotách a prudké zchlazení zaplavující vodou. Během počátečního zahřívání došlo k nafouknutí a následnému prasknutí potrubí, jako výsledek zvýšeného vnitřního tlaku a snížené pevnosti pokrytí. Popraskané pokrytí bylo dále postupně ohřáto na 1273 K až 1573 K, aby došlo k opakovanému zoxidování. Po vychladnutí byly tablety vyjmuty a testován čtyřbodovým ohybem byl tak samotný proutek viz Obr. 8. [39]

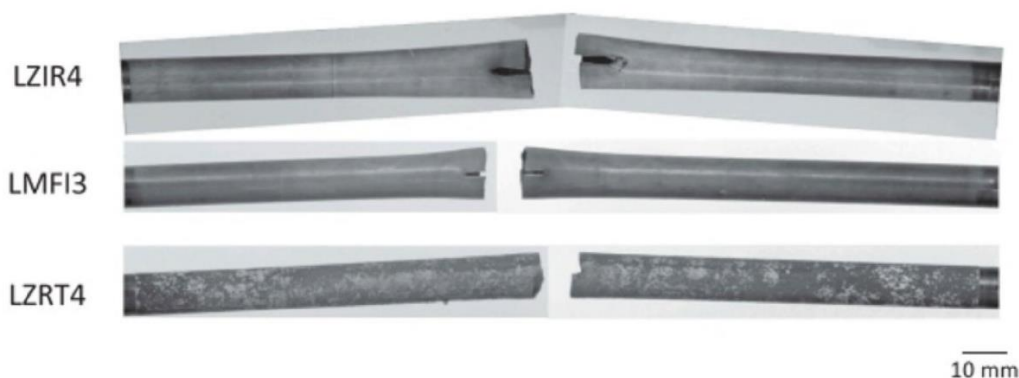


Obr. 8 Schéma ohybové zkoušky [8]

V roce 2020 na to navázala studie z Nuclear Safety Research Center Japonska o čtyřbodovém ohybu pokrytí (LT ZIRLO, Zry-2, M5) tentokrát s vysokým stupněm vyhoření k získání dat o lomové charakteristice ozářených proutků po LOCA. Test probíhal obdobnou tepelnou přípravou 190 mm dlouhých vzorků (viz Obr. 9-A) k simulaci LOCA havárie, kdy došlo k protržení pokrytí všech vzorků na místě s nejvyšší vnitřní i vnější oxidací a nejtenčí tloušťkou stěny. Pokrytí zároveň také obsahovalo hliníkové tablety pro simulaci postupného chlazení proutku a iniciátory trhlin. Popraskané pokrytí bylo zatěžováno až do destrukce, pokrytí po zkoušce ohybem lze vidět na Obr. 9-B. V této studii došli k závěru, že odolnost proti lomu po LOCA se při zvýšení stupni vyhoření (až na 84 GWd/t) výrazně neklesá. [40]



9-A Připravené pokrytí na ohybový test

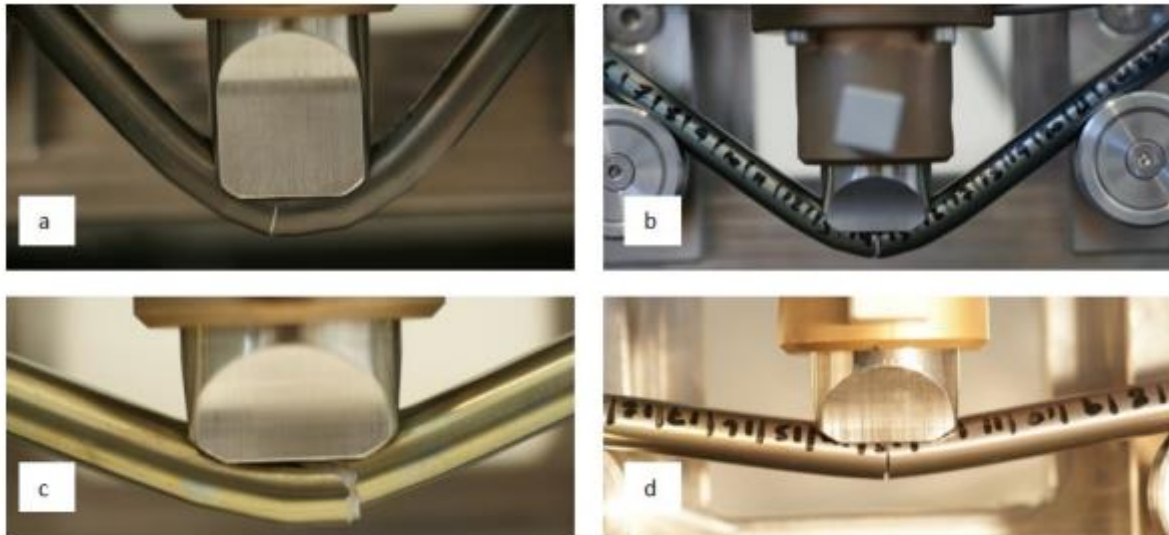


9-B Pokrytí po ohybovém testu

Obr. 9 Pokrytí před a po ohybové zkoušce [9]

V roce 2021 proběhla studie mechanické charakteristiky ozářených pokrytí na mechanické podněty zahrnující třibodový ohyb. Mechanické zkoušky byly prováděny na čerstvých a hydrogenovaných vzorcích Zry-4 v jak s tabletami, tak i samotné. Navodíkování probíhalo na vzorcích dlouhých 298 mm pomocí směsi vodíku a argonu při teplotách 550 °C až 750 °C ve speciální komoře, poté byly vzorky volně ochlazeny při atmosférických podmínkách. Proutky byly testovány zacelené oboustranně koncovkami a natlakovány na 40 barů, které bylo zvoleno jako vhodně vystihující průměrné vyhoření švýcarského palivového souboru o přibližné hodnotě 50 GWd/tHM. Bylo použito 46 navodíkových proutků se známou koncentrací vodíku, která byla podélně nekonzistentní kvůli nerovnoměrnému ohřevu v komoře. Ozářené vzorky vykazují nižší tažnost (a tedy i křehký lom) než vzorky čerstvé v důsledku zpevnění ozářením a absorpce hydridů. [41]

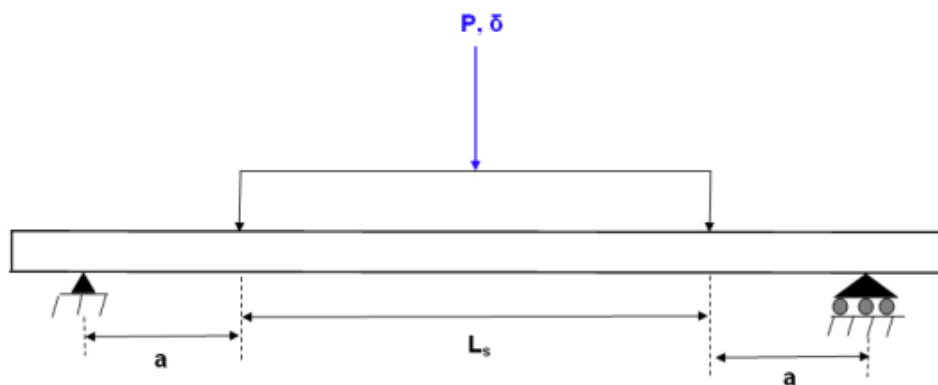
Na Obr. 10 – a lze vidět fotografie z měření vzorku bez vodíku vykazující větší tažnost, než zbývající vzorky, b – průhyb pokrytí se střední hodnotou obsahu vodíku, c- lom pokrytí v místě styku dvou tablet, d- výsledek ohybové zkoušky vysoce hydridovaného pokrytí (lze zde pozorovat křehký lom a malý průhyb). Cílem bylo zjištění chování pokrytí před a po vodíkování a lépe porozumět vlivu přítomnosti tablet na ohybové zatížení a usnadnění tak kalibraci MKP výpočtu. [41]



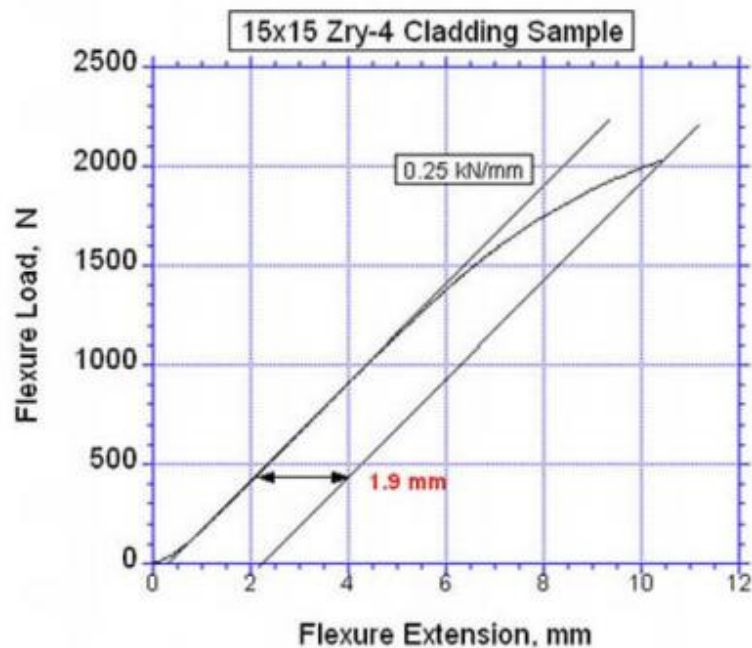
Obr. 10 Snímky deformovaných vzorků po ohybovém testu [10]

V publikaci NUREG/CR-7139 z roku 2012 americký dozorný orgán U.S. Nuclear Regulatory Commission prezentoval výsledky experimentů zaměřené na LOCA. Report diskutoval mimo jiné i experimentální výsledky čtyřbodového a třibodového ohybového testu v čerstvém i ozářeném stavu, ve stavu nezdeformovaném i po simulaci LOCA (tj. oxidované, nafouknuté, protržené). Testované byly materiály Zry-4 a M5 a schéma zkoušky lze vidět na Obr. 11-A. [42]

Po zatížení s posuvem 10.5 mm bylo pokrytí odlehčeno a z odměřeného vzorku byla získána křivka závislosti zatížení na posuvu pro Zry-4, odkud byly odečteny hodnoty trvalé deformace v místě zatížení viz Obr. 11-B. Dále byly vyhodnocovány například hodnoty offsetového posuvu a koeficienty tuhosti K. Zkouška pro Zry-4 proběhla za pokojové teploty 20 °C (dále jen RT) a materiál M5 byl testován při RT a 135 °C. [42]



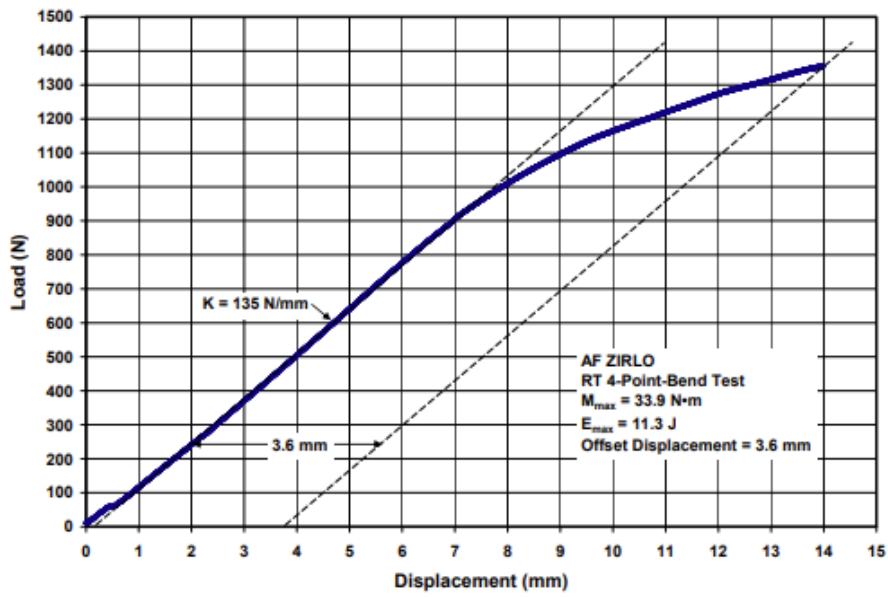
11-A Schéma zkoušky čtyřbodovým ohybem



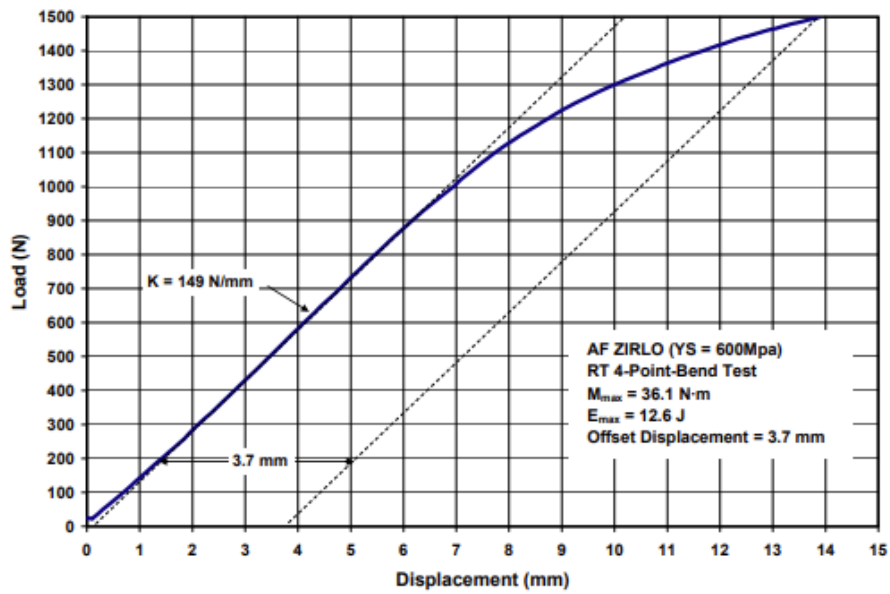
11-B Křivka zatížení pro Zry-4

Obr. 11 Schéma a výsledná křivka zatížení [11]

Ve stejném roce U.S. NRC publikovala zprávu NUREG-2119 zaměřenou na vyhodnocení vlivu zdeformovaného pokrytí (tj. vlivu nafouknutí a protržení) na mechanické vlastnosti pomocí čtyřbodového ohybového v laboratořích ANL v USA a Studsvik ve Švédsku. Motivací bylo zjištění chování pro následné použití při analýze LOCA. Obě laboratoře validovaly svá zkušební zařízení na neozářených, nezdeformovaných pokrytí, aby zajistili porovnatelnost výsledků, ačkoliv Studsvik laboratoř pokračovala po zbytek testování s ozářenými vzorky. Zkušební materiál ZIRLO byl zatěžován ve dvou laboratořích s mírně odlišnou roztečí podpěr, které navzájem potvrzovaly správnost výsledků. Výsledkem byly zatěžovací křivky viz Obr. 12-A z laboratoře ANL a 12-B z laboratoře Studsvik, ze kterých zjišťovali hodnoty součinitele tuhosti a offsetový posuv. [43]



12-A zátěžová křivka z ANL



12-B zátěžová křivka z laboratoře Studsvik

Obr. 12 Zátěžové křivky 4PBT z ANL a Studsvik [12]

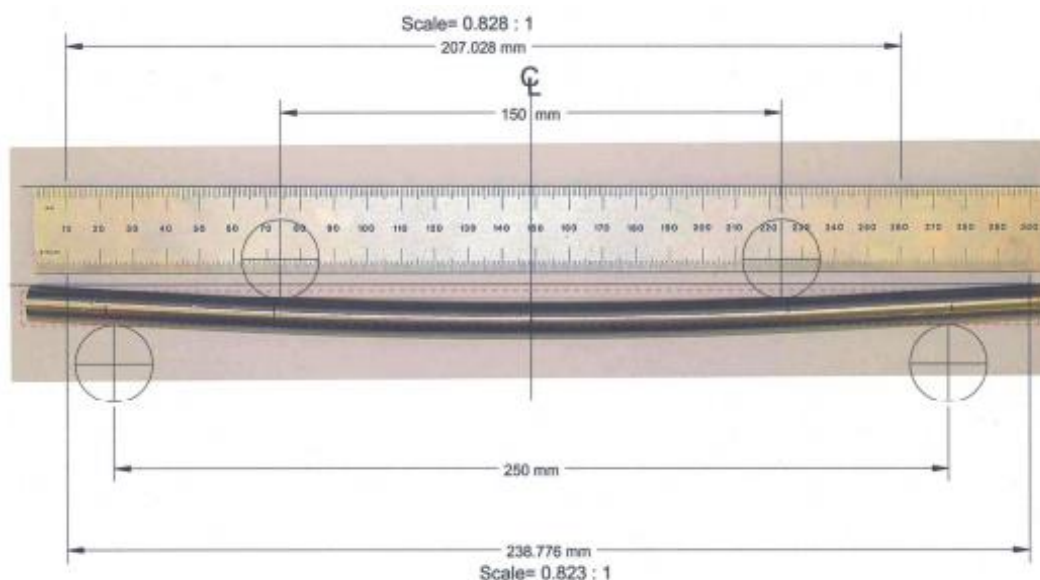


## 5. Výpočet vybraného testu

Testy pokrytí bez palivových tablet jsou obvykle prováděny za účelem kalibrace zatěžovacích zařízení, a právě tyto testy jsem si vybrala pro simulaci chování pokrytí při ohybovém testu. Pro výpočet jsem si jako referenční data vybrala experimenty se vzorky pokrytí z materiálu Zry-4 a M5 ze zprávy U.S. NRC z roku 2012 NUREG/CR-7139 [42], a experimenty se vzorky pokrytí z materiálu ZIRLO ze zprávy NUREG-2119 [43].

Ve zmíněných dokumentech je popsáno provedení čtyř čtyřbodových ohybových testů dle schématu Obr. 11-A s geometrií a parametry uvedenými v Tabulce 5 a Tabulce 6 a jejich výsledky jsou shrnuty níže.

Výsledky experimentu dle zprávy NUREG/CR-7139 [42] byla pro materiál Zry-4 zátěžová křivka viz Obr. 11-B výše v kapitole 4.1, dále pak fotografie Obr. 13 vzorku po čtyřbodovém ohybu. Z provedené zkoušky byly dále vyhodnocovány posuvy a hodnoty tuhosti K. Ve stejné zprávě jsou uvedeny hodnoty tuhosti K pro materiál M5 při dvou různých teplotách (RT a 135 °C).



Obr. 13 Vzorek po experimentu [42]

Ve zprávě NUREG-2119 [43] jsou ve formě zátěžových křivek (viz Obr. 12 výše v kapitole 4.1) uvedeny výsledky dvou experimentů provedených v laboratořích ANL a ve Studsviku s odlišnou roztečí rozpěr (viz Tabulka 5).

### 5.1 Popis experimentální konfigurace

Pokrytí M5 bylo testováno při dvou teplotách  $T = 20\text{ °C}$  a  $T = 135\text{ °C}$ , ostatní vzorky při RT (tj.  $T = 20\text{ °C}$ ). Přesah za podporami byl 25 mm, nicméně tato délka nemá na zkoušku vliv. Celková délka všech vzorků byla 300 mm. Pokrytí bylo v obou případech testováno čerstvé, nedeformované a bez palivových tablet.



Rozměry testovaného pokrytí s geometrií mezikruhového průřezu jsou uvedeny níže v Tabulce 5:

Tabulka 5 Geometrie testovaného pokrytí [42] [43]

		D [mm]	h [mm]	Ls [mm]	a [mm]
	<b>Zry-4</b>	10.77	0.76	150	50
	<b>M5</b>	9.5	0.57	150	50
<b>ANL</b>	<b>ZIRLO</b>	9.5	0.57	150	50
<b>Studsvik</b>	<b>ZIRLO</b>	9.5	0.57	150	48.2

Kde:

Do ... vnější průměr pokrytí  
h ... tloušťka stěny  
Ls ... rozteč mezi zatěžujícími trny  
a ... vzdálenost pevné podpory od místa zatížení

Parametry zatížení jsou uvedeny v Tabulce 6:

Tabulka 6 Parametry zatížení testovaného pokrytí [42] [43]

		Rychlost [mm/s]	Posuv [mm]
	<b>Zry-4</b>	1	10.5
	<b>M5</b>	2	10.5
<b>ANL</b>	<b>ZIRLO</b>	1	14
<b>Studsvik</b>	<b>ZIRLO</b>	1	14

## 5.2 Materiálové vlastnosti vybraného testovaného pokrytí

Pro simulaci pokrytí při ohybovém testu je třeba uvažovat vlastnosti jako je mez kluzu, Youngův modul pružnosti v tahu a Poissonovo číslo, nicméně do kódu Abaqus byly vloženy i další materiálové vlastnosti, přestože nejsou pro tento druh mechanického namáhání zásadní.

Budu se zabývat materiálovými vlastnostmi pro Zircaloy-4, Zircaloy-2 a také pro moderní druhy pokrytí jako je ZIRLO, OptZIRLO a M5.

Pokud není uvedeno jinak, materiálové vlastnosti pro Zircaloy-4, Zircaloy-2, ZIRLO, OptZIRLO a M5 jsou dle Matlib shodné.

### 5.2.1 Youngův modul pružnosti a Poissonovo číslo

Hodnoty Youngova modulu pružnosti a Poissonova čísla pro materiály Zircaloy-4, Zircaloy-2, M5, ZIRLO a OptZIRLO získané z knihovny Matlib [44] jsou shodné. Vstupní průměrná koncentrace kyslíku byla spolu s efektivní prací za studena zanedbána. Výpočet byl proveden pro neozářený stav, výsledné hodnoty se nachází v Tabulce 7. Pro úplné popsání chování pokrytí je potřeba zpracovat hodnoty v závislosti na teplotě. Hodnoty Poissonova čísla byly následně vypočteny z obecně známého vztahu mezi Poissonovým číslem, Youngovým modulem pružnosti a smykovým modulem pružnosti získaným z knihovny Matlib [44].

Vztah pro Youngův modul pružnosti:

Pro rozsah teplot  $T < 1090 \text{ K}$  :

$$E = (1,088 * 10^{11} - 5,475 * 10^7 T + c_1 \Delta Oxygen + c_3 CW) * c_2^{-1} \quad (4.1)$$

Pro rozsah teplot  $T < 1255 \text{ K}$  :

$$E = 9,21 * 10^{10} - 4,05 * 10^7 T \quad (4.2)$$

Mezi teplotami 1090 K a 1255 K byla predikována lineární interpolace.

Kde,

$$c_1 = 6.61 * 10^{11} + 5.912 * 10^8 T \quad (4.3)$$

$$c_2 = 0.88 + 0.12 \exp\left(-\frac{\Phi}{1 * 10^{25}}\right) \quad (4.4)$$

$$c_3 = -2.6 * 10^{10} \quad (4.5)$$

$\phi = \text{tok rychlých neutronů } (> 1.0 \text{ MeV}) [n/m^2]$

$CW = \text{práce za studena } [-]$

Tabulka 7 Youngův modul pružnosti a Poissonovo číslo

Teplota [K]	E [Pa]	$\nu$ [-]
293	9.276E+10	0.362
393	8.728E+10	0.369
493	8.181E+10	0.377
593	7.633E+10	0.386
693	7.086E+10	0.396
793	6.538E+10	0.409
893	5.991E+10	0.424
993	5.443E+10	0.442
1093	4.783E+10	0.442
1193	4.378E+10	0.442
1293	3.973E+10	0.442
1393	3.568E+10	0.442
1493	3.163E+10	0.442

### 5.2.2 Mez kluzu

Mez kluzu pro materiál Zircaloy-2 a Zircaloy-4 byla vypočítána z dokumentu [45]. Pro materiálovou podobnost jsou dále hodnoty meze kluzu pro M5 považována za ekvivalentní se Zircaloy-2, a zároveň hodnoty pro ZIRLO jsou považovány za ekvivalentní se Zircaloy-4.

Pro úplné popsání chování je potřeba zpracovat hodnoty v závislosti na teplotě a rychlosti deformace, která je u těchto typů úloh nezanedbatelná. Počet hodnot rychlostí deformace je potřeba volit dostatečně velký aby bylo možné, co nejpřesněji toto chování analyzovat, stejně tak jako vhodné zvolení oblasti teplot. Pro výpočty byl zvolen rozsah dvaceti rychlostí

deformací s pravidelným intervalem od nejnižší hodnoty  $\dot{\varepsilon} = 1 * 10^{-10} s^{-1}$  až po  $\dot{\varepsilon} = 5 * 10^{-1} s^{-1}$ , který je pro výpočty dostatečně jemný. Pro každou z těchto rychlostí deformací bylo potřeba provést následující výpočet:

Postup výpočtu pro Zircaloy-4 a Zircaloy-2:

V oblasti nízkých elastických deformací jsem počítala dle Hookova zákona výsledné napětí vyvozené poměrnou celkovou deformací, kterou jsem si určila od  $\varepsilon <0;0.0015>$  po 6 krocích, hodnoty modulu pružnosti E byly již vypočteny v kapitole 5.2.1.

Samotnou mez kluzu jsem pak určila dle vztahu:

$$\sigma = K * \varepsilon^n \left( \frac{\dot{\varepsilon}}{10^{-3}} \right)^m \quad (4.6)$$

$K =$  koeficient deformačního zpevnění [ $N/m^2$ ]

$n =$  exponent deformačního zpevnění [-]

$m =$  exponent rychlosti deformační [ $-$ ]

$\dot{\varepsilon} =$  rychlost deformační [ $s^{-1}$ ]

$\varepsilon =$  poměrná deformační [-]

Koeficient deformačního zpevnění K byly vypočten dle následujících vztahů:

$$K = \frac{K(T)(1 + K(CW) + K(\phi))}{K(Zry)} \quad (4.7)$$

$$K(T) = 1.17628 * 10^9 + 4.54859 * 10^5 T - 3.28185 * 10^3 T^2 + 1.72752 T^3; T < 750 K \quad (4.8)$$

$$K(T) = 2.522488 * 10^6 \exp\left(\frac{2.8500027 * 10^6}{T^2}\right); 750K < T < 1090 K \quad (4.9)$$

$$K(T) = 1.841376039 * 10^8 - 1.4345448 * 10^5 T; 1090K < T < 1255K \quad (4.10)$$

$$K(T) = 4.330 * 10^7 - 6.685 * 10^4 T + 3.7579 * 10^1 T^2 - 7.33 * 10^{-3} T^3; \quad (4.11)$$

$$1255K < T < 2100K \quad (4.12)$$

$$K(CW) = 0.546 * CW$$

$$K(\phi) = (-0.1464 + 1.464 * 10^{-25} \phi) f(CW, T); \phi < 0.1 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.13)$$

$$K(\phi) = 2.928 * 10^{-26} \phi; 0.1 * 10^{25} n/m^2 < \phi < 2 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.14)$$

$$K(\phi) = 0.53236 + 2.6618 * 10^{-27} \phi; 2 * 10^{25} n/m^2 < \phi < 12 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.15)$$

$$f(CW, T) = 2.25 \exp(-20 * CW) * \min \left[ 1, \exp \left( \frac{T - 550}{10} \right) \right] + 1 \quad (4.16)$$

$$K(Zry) = 1 \text{ pro Zry-4}$$

$$K(Zry) = 1.305 \text{ pro Zry-2}$$

$CW = \text{práce za studena, bezrozměrný poměr ploch}$

Exponent deformačního zpevnění  $n$  byl vypočten dle vztahů:

$$n = n(T) * \frac{n(\phi)}{n(Zry)} \quad (4.17)$$

$$n(T) = 0.11405; T < 419.4K \quad (4.18)$$

$$n(T) = -9.49 * 10^{-2} + 1.165 * 10^{-3}T - 1.992 * 10^{-6}T^2 + 9.588 * 10^{-10}T^3; \quad (4.19)$$

$$419K < T < 1099.0772K$$

$$n(T) = -0.22655119 + 2.5 * 10^{-4}T; 1099.0772K < T < 1600K \quad (4.20)$$

$$n(T) = 0.17344880; T > 1600K \quad (4.21)$$

$$n(\phi) = 1.321 + 0.48 * 10^{-25} \phi; \phi < 0.1 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.22)$$

$$n(\phi) = 1.369 + 0.096 * 10^{-25} \phi; 0.1 * 10^{25} n/m^2 < \phi < 2 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.23)$$

$$n(\phi) = 1.5435 + 0.008727 * 10^{-25} \phi; 2 * 10^{25} n/m^2 < \phi < 7.5 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.24)$$

$$n(\phi) = 1.608953; \phi > 7.5 * 10^{25} n/m^2 \quad (4.25)$$

$$n(Zry) = 1 \text{ pro Zry-4}$$

$$n(Zry) = 1.6 \text{ pro Zry-2}$$

Exponent rychlosti deformace  $m$  jsem získala z následujících vztahů:

$$m = 0.015; T < 750K$$

$$m = 7.458 * 10^{-4}T - 0.544338; 7500K < T < 800K \quad (4.26)$$

$$m = 3.24124 * 10^{-4}T - 0.20701; T > 800K \quad (4.27)$$

Od meze kluzu jsem dále k celkové poměrné deformaci pro předchozí stav připočítávala plastickou deformaci pro mé výpočty určené hodnoty  $\langle 0;1 \rangle$  po 20 krocích a tím se plastická deformace postupně navyšovala spolu s rostoucím napětím dle vztahu:

$$\sigma_y = \left[ \frac{K}{E^n} \left( \frac{\dot{\epsilon}}{10^{-3}} \right)^m \right]^{\frac{1}{1-n}} \quad (4.28)$$

Pro neozářené palivo byla použita nulová fluence rychlých neutronů, tj.  $\Phi = 0 \text{ n/m}^2$ , proměnná bezrozměrná veličina CW (z angl. Cold Work) byla zvolena dle Tabulky 8 a průměrná koncentrace kyslíku odečtená od koncentrace kyslíku v počátečním stavu pokrytí byla zvolena jako  $\Delta = 0,0012 \text{ [kg kyslíku/ kg Zr]}$ .

Tabulka 8 CW pro vybrané slitiny [44]

	CW [%]
<b>Zry-2</b>	0
<b>Zry-4</b>	50
<b>ZIRLO</b>	50
<b>M5</b>	0

Za účelem výpočtů v Abaqusu byla rychlost deformace  $\dot{\epsilon} = 1 * 10^{-10} \text{ s}^{-1}$  považována za nulovou, neboť je tato hodnota dostatečně nízká. V Tabulce 9 je uvedena část vypočtených hodnot pro  $T = 293 \text{ K}$  mezi kluzu pro Zircaloy-4 při  $\dot{\epsilon} = 1 * 10^{-3} \text{ s}^{-1}$ , přičemž tento postup byl opakován za účelem získání hodnot pro dalších 8 různých teplot po intervalech  $\Delta T = 50 \text{ K}$  a  $\Delta T = 30 \text{ K}$  od teploty  $T = 293 \text{ K}$  až do hodnoty  $T = 623 \text{ K}$ . Vynesené hodnoty z Tabulky 9 lze vidět na Obr. 14. Ačkoliv Tabulka 9 obsahuje i lineární část, do Obr. 14 byly vyneseny hodnoty té části, kde se vyskytuje plastická deformace (označené tenkým rámečkem v Tabulce 9), neboť tyto hodnoty jsou pro výpočet zásadní.

Na Obr. 15-A je vynesena mez kluzu materiálu Zircaloy-4 za  $T = 623 \text{ K}$  pro celkově dvacet rychlostí deformace, které jsou vypsány v legendě grafu. Na Obr. 15-B jsou vyneseny hodnoty meze kluzu pro rychlost deformace  $\dot{\epsilon} = 1 * 10^{-3} \text{ s}^{-1}$  pro celkově devět různých teplot, které jsou vypsány v legendě grafu.

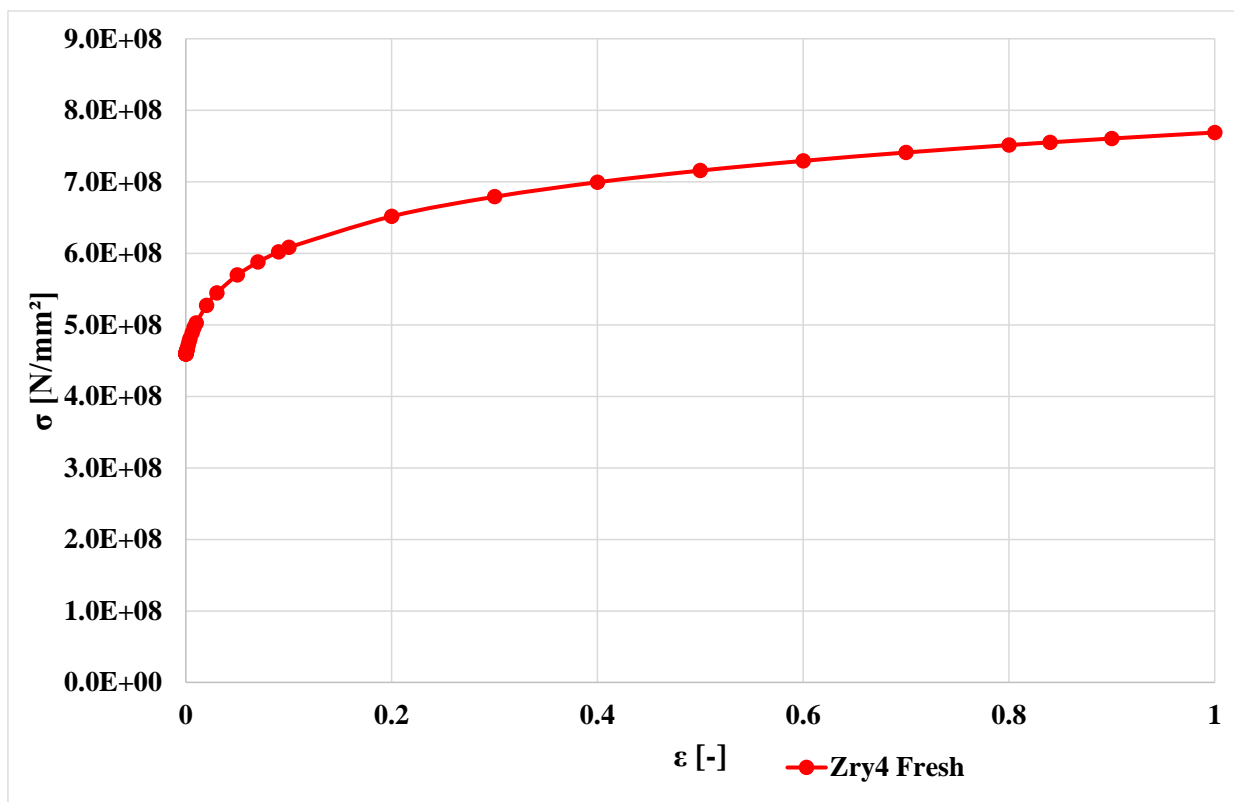
Mez kluzu se snižuje spolu se zvyšující se teplotou (Obr. 15-B), neboť dochází ke snížení pevnosti materiálu a tedy odolnosti materiálu vůči deformaci. Mez kluzu se zároveň také

zvyšuje s vyšší rychlostí deformace (Obr. 15-A), kdy dochází k zpevnování materiálu způsobující nárůst odolnosti materiálu vůči deformaci.

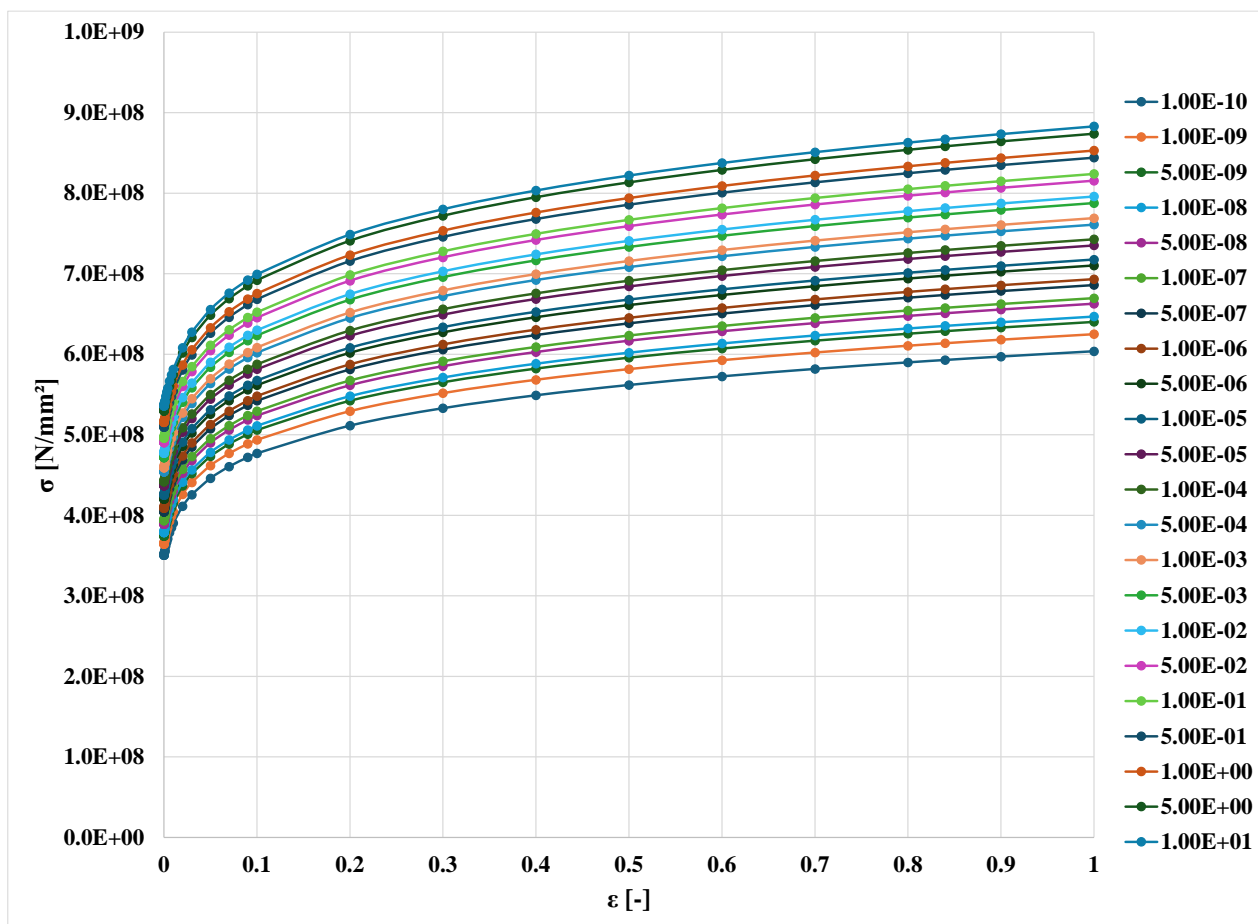
Veškeré hodnoty byly poté obdobně vypočteny pro přípravu hodnot meze kluzu materiálu Zircaloy-2, která je ekvivalentní pro materiál M5, jenž je potřeba získat pro další výpočty.

Tabulka 9 Vypočtené hodnoty Zry-4 pro  $T = 293\text{ K}$  při  $\dot{\epsilon} = 1 * 10^{-3}\text{ s}^{-1}$

rate = 0.001			
T	eps_celk	epspl	sigma
293	0.00E+00		0.000E+00
293	1.00E-04		8.076E+06
293	1.50E-04		1.211E+07
293	2.00E-04		1.615E+07
293	1.00E-03		8.076E+07
293	1.50E-03		1.211E+08 Hook. Z.
293	8.19E-03	0	6.612E+08 Mez kluzu
293	8.19E-03	0.000008	6.613E+08
293	8.20E-03	0.00001	6.613E+08
293	8.21E-03	0.00002	6.614E+08
293	8.22E-03	0.00003	6.615E+08
293	8.23E-03	0.00004	6.617E+08
293	8.24E-03	0.000055	6.618E+08
293	8.26E-03	0.00007	6.620E+08
293	8.27E-03	0.000085	6.622E+08
293	8.29E-03	0.0001	6.624E+08
293	8.39E-03	0.0002	6.636E+08
293	8.49E-03	0.0003	6.648E+08
293	8.59E-03	0.0004	6.659E+08
293	8.69E-03	0.0005	6.671E+08
293	8.79E-03	0.0006	6.682E+08
293	8.89E-03	0.0007	6.694E+08
293	9.04E-03	0.00085	6.711E+08
293	9.19E-03	0.001	6.727E+08
293	1.02E-02	0.002	6.833E+08
293	1.12E-02	0.003	6.930E+08
293	1.22E-02	0.004	7.020E+08
293	1.42E-02	0.006	7.183E+08
293	1.62E-02	0.008	7.327E+08
293	1.82E-02	0.01	7.456E+08
293	2.82E-02	0.02	7.965E+08
293	3.82E-02	0.03	8.338E+08
293	5.82E-02	0.05	8.884E+08
293	7.82E-02	0.07	9.289E+08
293	9.82E-02	0.09	9.613E+08
293	1.08E-01	0.1	9.755E+08
293	2.08E-01	0.2	1.077E+09
293	3.08E-01	0.3	1.142E+09
293	4.08E-01	0.4	1.191E+09
293	5.08E-01	0.5	1.231E+09
293	6.08E-01	0.6	1.265E+09
293	7.08E-01	0.7	1.295E+09
293	8.08E-01	0.8	1.321E+09
293	8.48E-01	0.84	1.330E+09
293	9.08E-01	0.9	1.344E+09
293	1.01E+00	1	1.365E+09

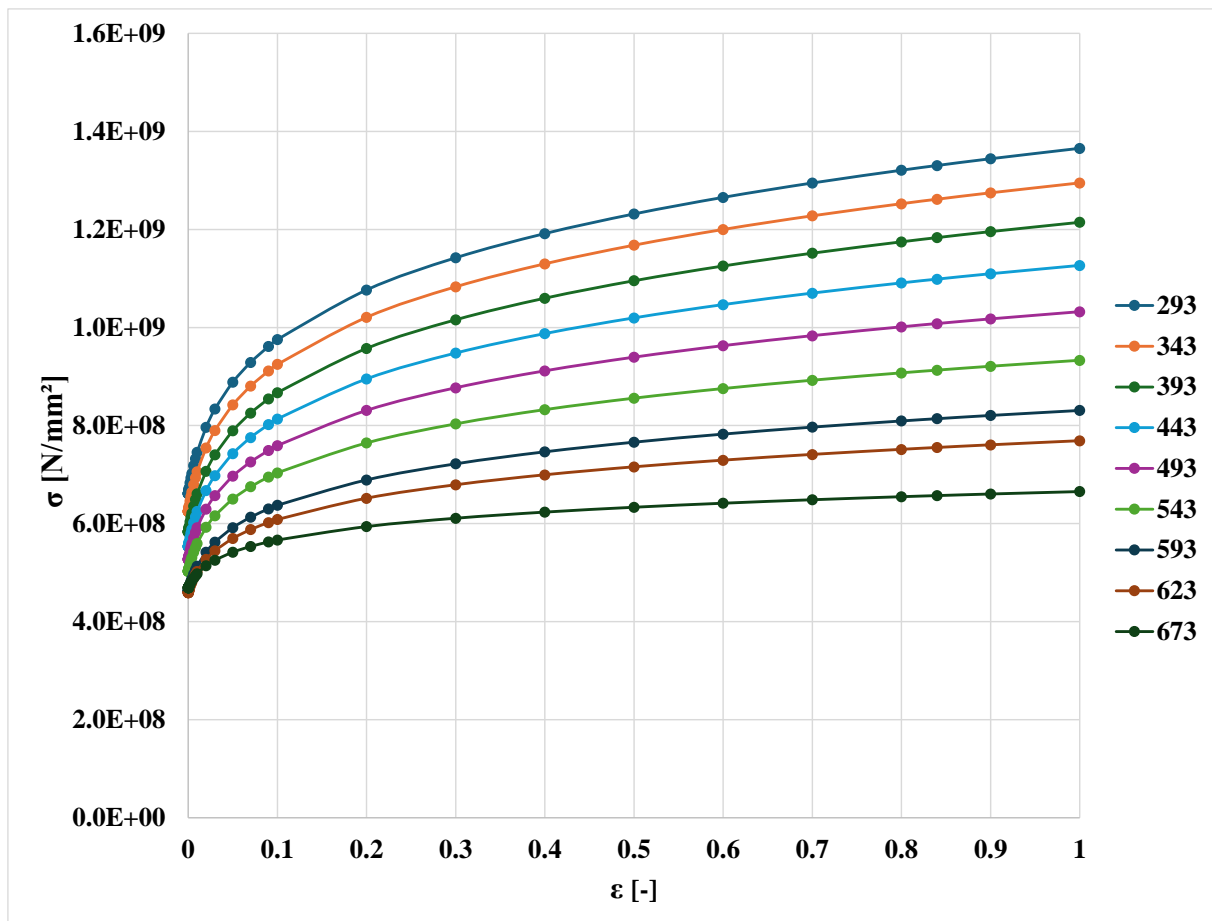


Obr. 14 Zry-4 pro  $\dot{\epsilon} = 1 \cdot 10^{-3}\text{ s}^{-1}$  za  $T = 293\text{ K}$



15-A Zry-4 pro různé  $\dot{\epsilon}$  za  $T = 623\text{ K}$





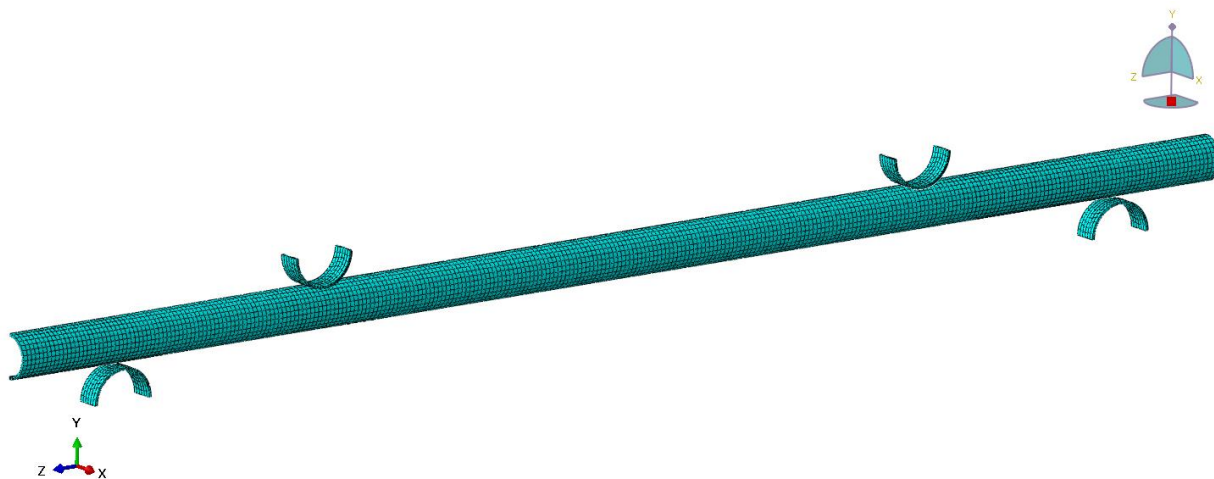
15-B Zry-4 průběh mezi kluzu při  $\dot{\epsilon} = 1 * 10^{-3} s^{-1}$  pro různé  $T$

Obr. 15 Zry-4 průběh mezi kluzu

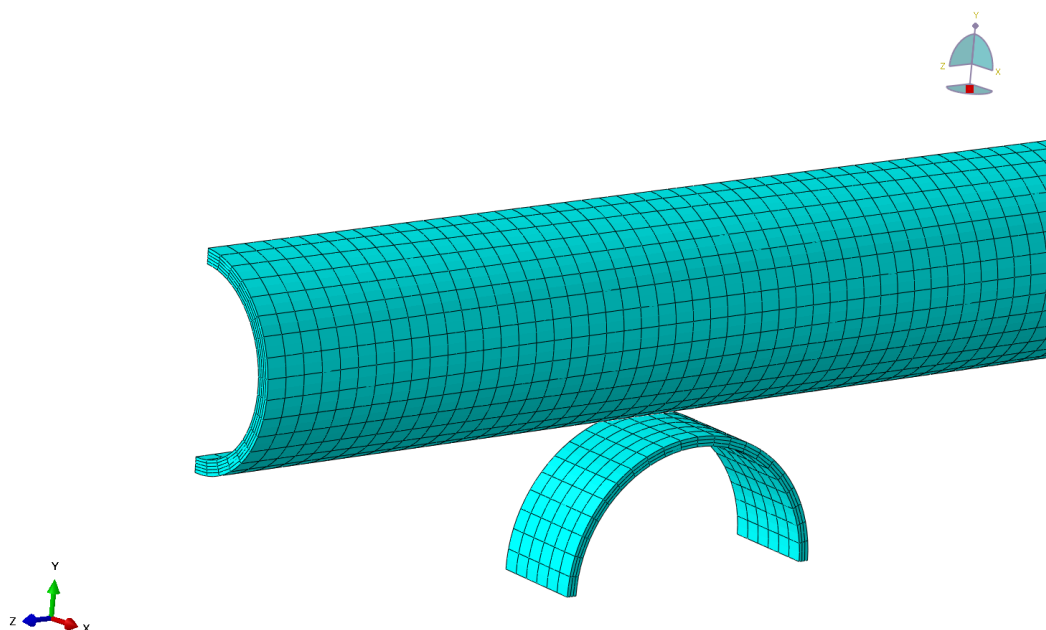
### 5.3 MKP výpočet

Ve výpočetním kódu Abaqus 6.14-5 jsem vytvořila model pokrytí s rozměry a parametry odpovídajícími dle Tabulky 5 a Tabulky 6. Vzhledem k symetrii pokrytí bylo možné udělat model symetrický podle roviny ZY, díky kterému byl počet prvků při výpočtu snížen o polovinu. Následně byly vypočtené hodnoty přepočítány s ohledem na tuto vlastnost modelu pro správnou interpretaci výsledků.

Kvadratické prvky byly zvoleny typu 3D stress (C3D20R) s celkovým přibližným počtem prvků 56 000 v mechanickém řešiči (static, general). Síť modelu pro Zry-4 lze vidět na Obr. 16 a v detailu na Obr. 17. Podpory a zatěžující trny byly uvažovány jako tuhá tělesa s koeficientem tření  $f = 0.1$ . Zatěžující trny (posuvné podpory) byly spojeny vazbou s referenčním bodem, jemuž byly zadány okrajové podmínky. Statické podpory byly také spojeny s dalším referenčním bodem s okrajovými podmínkami znemožňující posuvy i natočení. Průměrná doba výpočtu se pohybovala v přibližném rozmezí 30~40 hodin při využití 6 cpu.



Obr. 16 Síť modelu Zry-4 - celý pohled



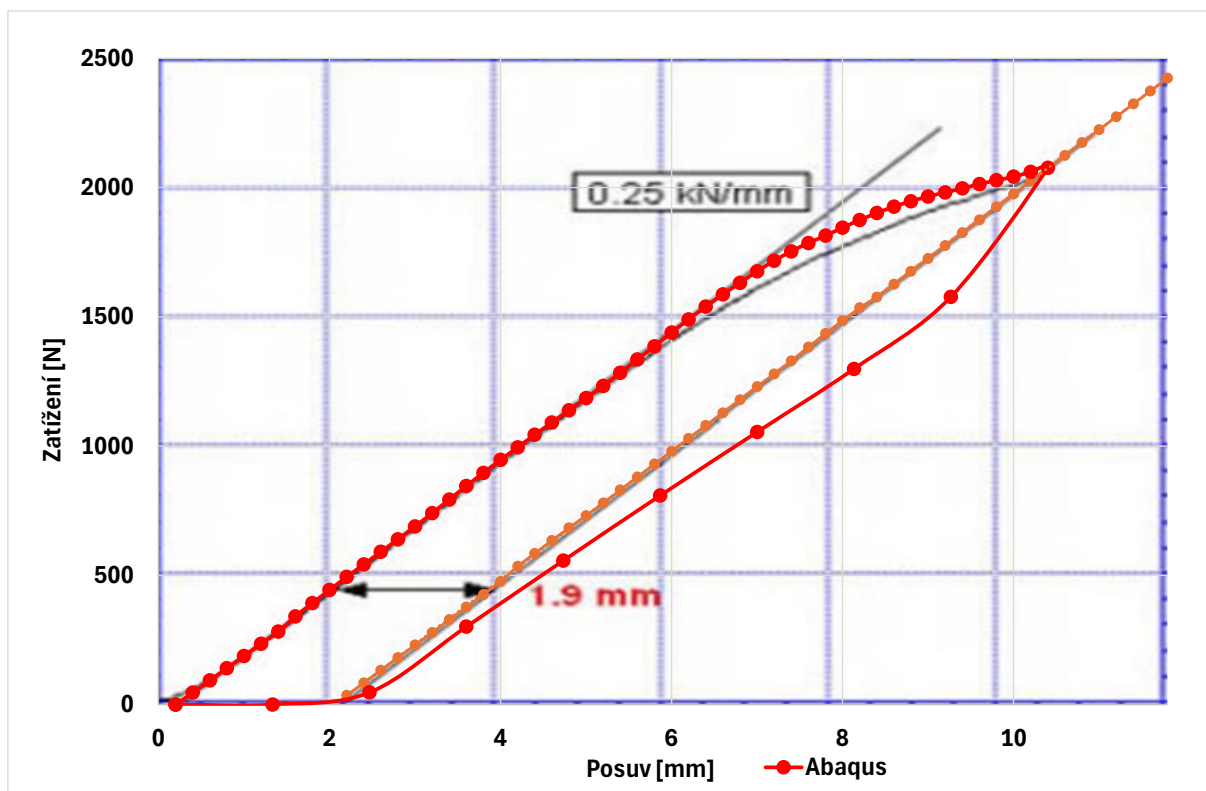
Obr. 17 Síť modelu pro Zry-4 - detail

## 5.4 Porovnání s měřenými daty

Dle kapitoly 5.1 a 5.2 byla v Abaqusu vykonána analýza čtyř vzorků, jejichž výsledky jsou v této části porovnány s měřenými daty.

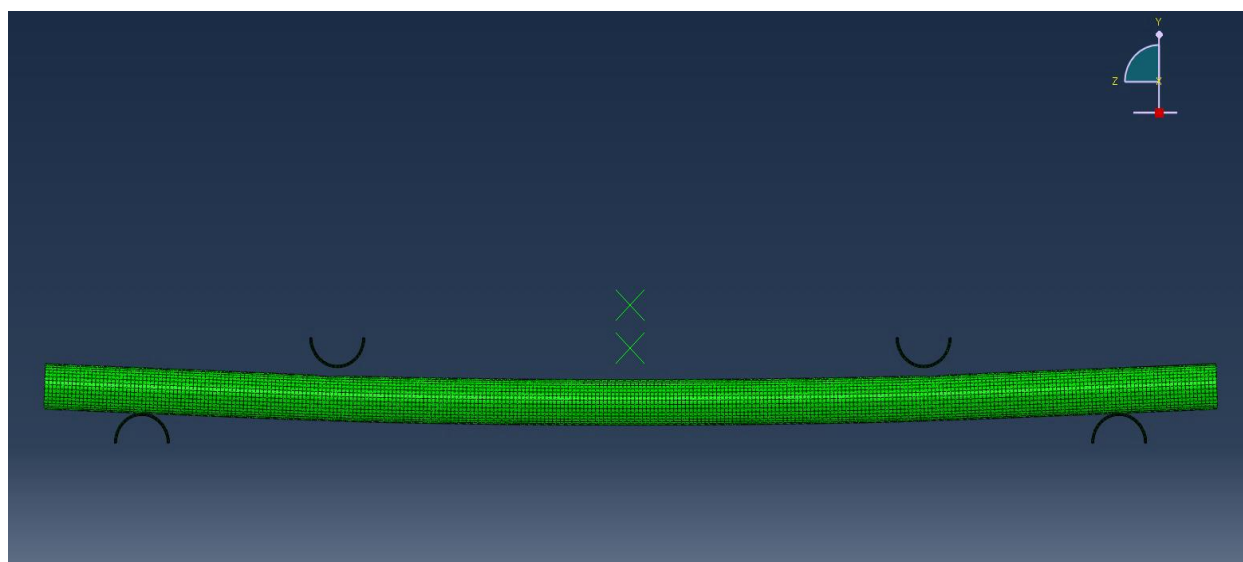
### 5.4.1 Zry-4

Porovnání vypočtené ohybové křivky Zry-4 při RT s teplotou referenční vyšla ve shodě, viz Obr. 18. Podkladovým vloženým obrázkem v grafu je křivka vyjmutá ze zprávy [42], podle které bylo upraveno měřítko grafu.

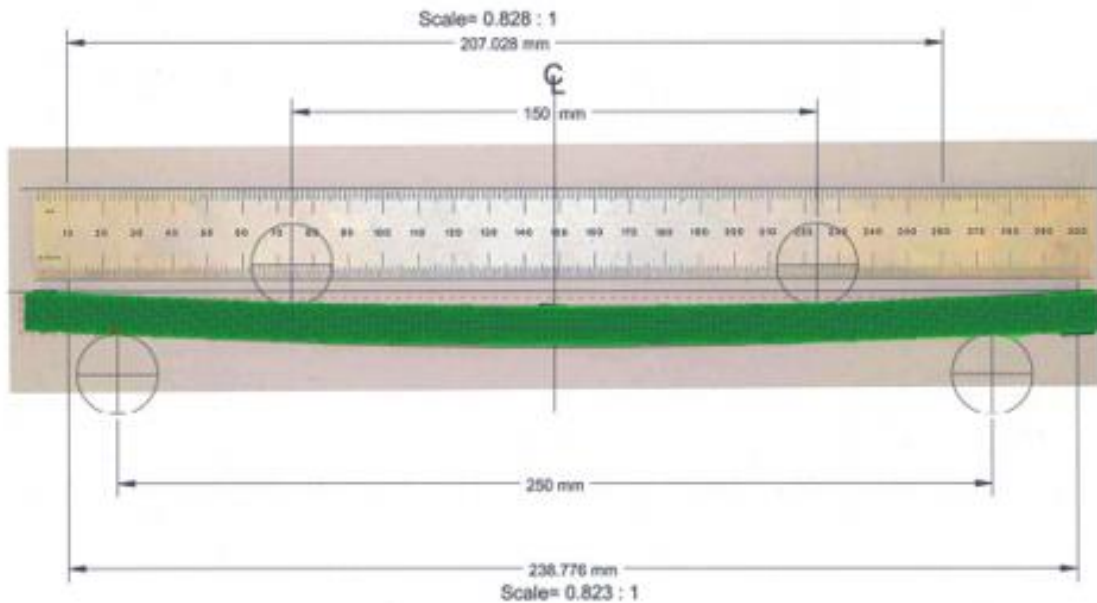


Obr. 18 Porovnání vypočtené a experimentálně naměřené zatěžovací křivky

Výsledkem výpočtu byl odlehčený deformovaný vzorek s permanentní deformací viz Obr. 19-A. Po srovnání výpočtu v Abaqusu s experimentálními hodnotami nastala dle očekávání zároveň i vizuální shoda zdeformovaného vzorku po odlehčení, viz Obr. 19-B. Zdeformovaný vzorek z Abqusu se překrývá s podkladovou fotografií měřeného vzorku a tím potvrzuje dobrou shodu výpočtu s měřením.



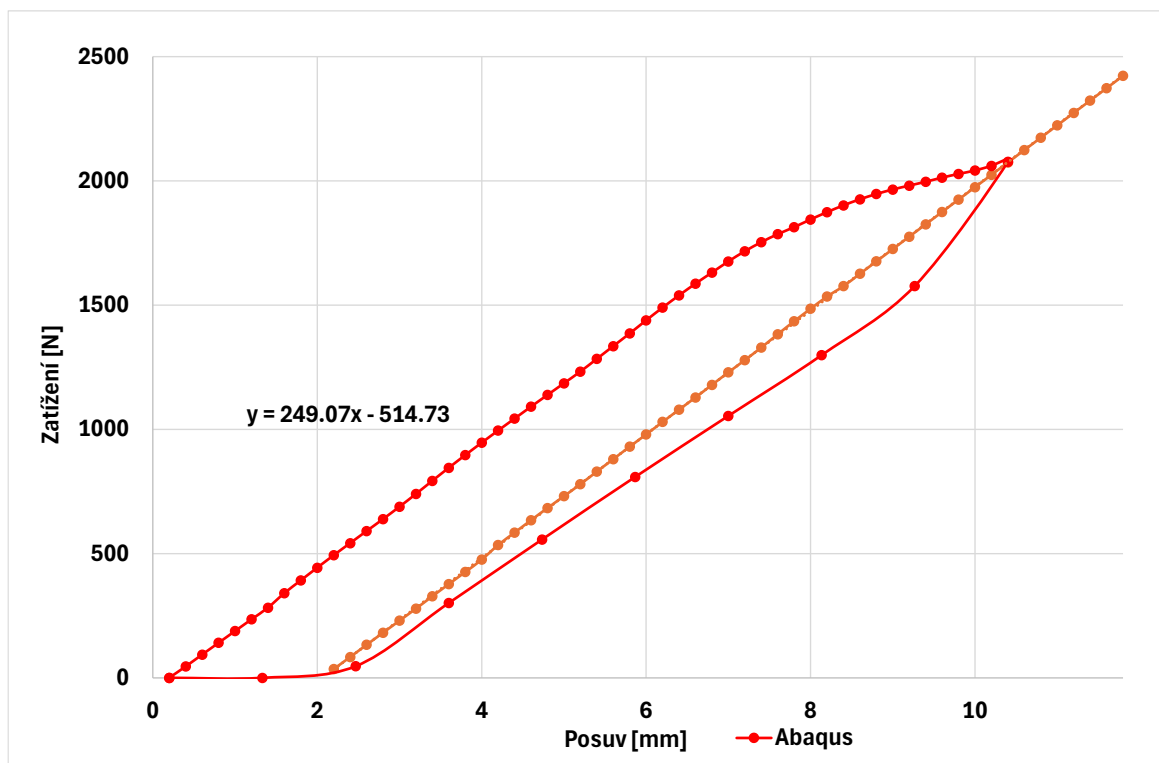
19-A Vzhled vzorku po simulovaném experimentu



19-B Vizuelní srovnání průhybu proutku s vypočteným

Obr. 19 Fotografie z experimentu a vizuelní porovnání

Ve zprávě NUREG/CR-7139 [42] byl definován offsetový posuv, který jsem z naměřené křivky viz Obr. 20 určila, jako rozdíl mezi lineární částí v oblasti Hookova zákona při zatěžování a její rovnoběžkou s posuvem v místě odlehčení a tedy maximálního průhybu. Tento rozdíl činil 2 mm a porovnání naměřených hodnot s referenčními lze vidět v Tabulce 10.



Obr. 20 Vypočtená křivka zatížení

Tabulka 10 Porovnání vypočtených hodnot s měřenými hodnotami

	Posun [mm]		K [N/mm]
	Offset	Trvalý	
<b>Měření</b>	1.9	2.1	248±2
<b>Abaqus</b>	2	2.1	249

#### 5.4.2 M5

U materiálu M5 byl vyhodnocen koeficient tuhosti při zpevňování z měření pro teplotu RT a 135 °C viz hodnoty měření v Tabulce 11. Tyto hodnoty jsou porovnány s hodnotami, které jsem získala ze svého výpočtu v Abaqusu.

Tabulka 11 Porovnání koeficientu tuhosti

	K [N/mm]	
	20°C	135°C
<b>Měření</b>	131±1	121±1
<b>Abaqus</b>	131	130

Koeficient tuhosti  $K = 131 \text{ N/mm}$  při  $T = 20 \text{ °C}$  je ve shodě s referenčními hodnotami z měření. Koeficient tuhosti  $K = 130 \text{ N/mm}$  při  $T = 135 \text{ °C}$  je dle očekávání nižší, nicméně nevykazuje výrazný pokles na rozdíl od referenčních hodnot. Rozdíl v hodnotách je pravděpodobně způsoben mírnou odlišností v Youngově modulu pružnosti ve srovnání s hodnotou použitou v původním dokumentu a zjednodušeným výpočetním předpokladem, kde nebyla uvažována teplotní roztažnost. Na Obr. 21 lze vidět maximální průhyb pokrytí při posuvu 10.5 mm.



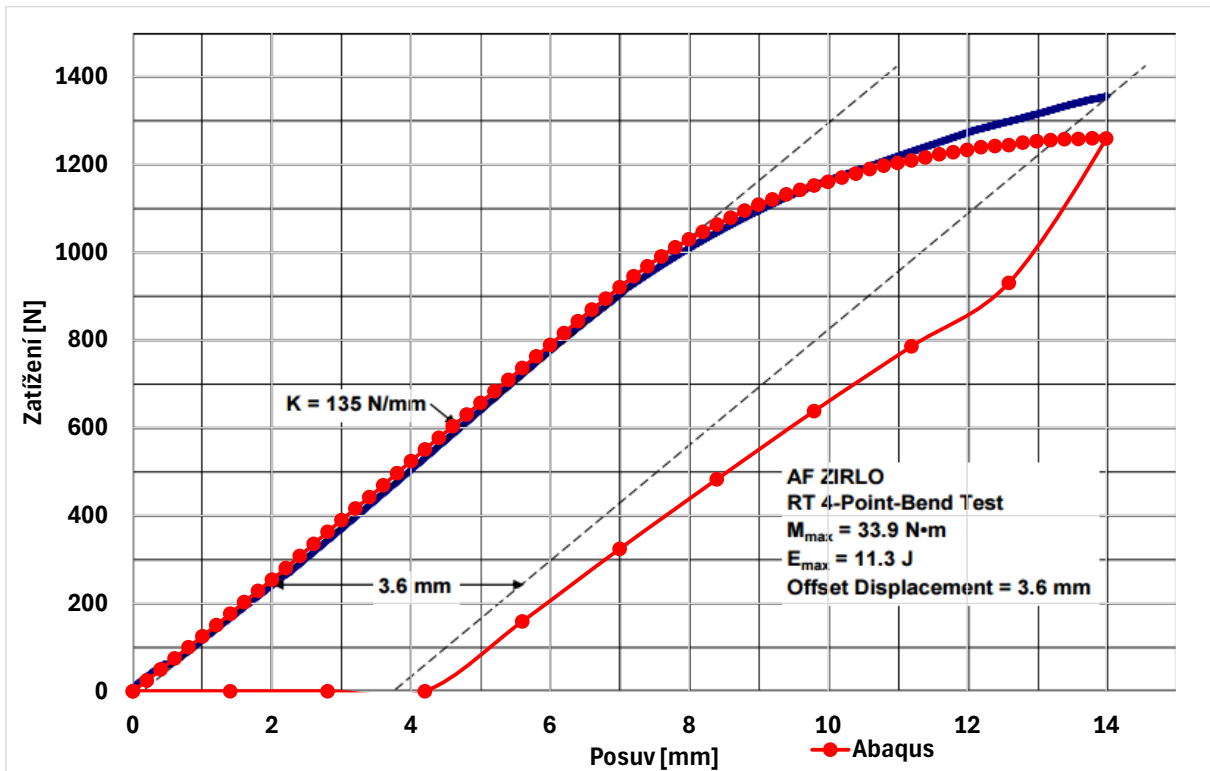
Obr. 21 Plastická deformace pokrytí M5

#### 5.4.3 ZIRLO

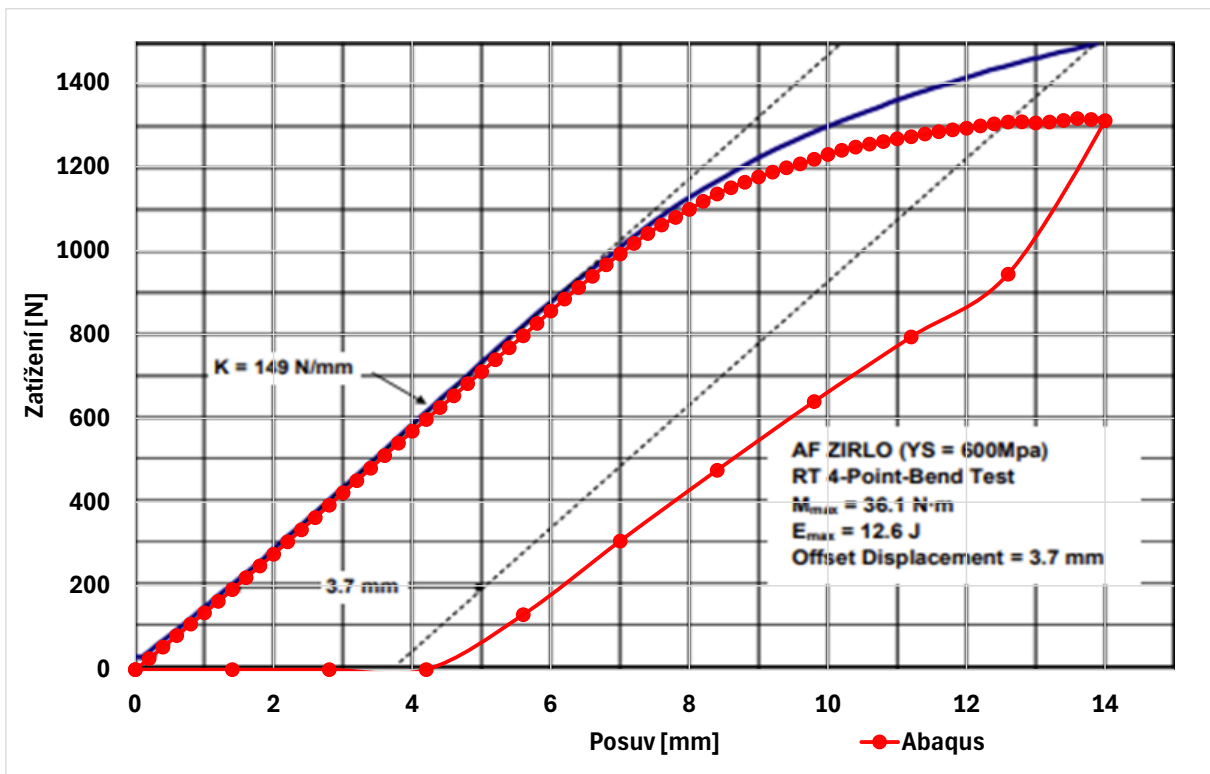
Za účelem porovnání vypočtených hodnot byly poměrově vloženy zátěžové křivky z kapitoly 4.1 Obr. 12 do vypočtených zátěžových křivek Obr. 22. Z Obr. 22-A i 22-B lze pozorovat, že v oblastech elastické deformace v čase  $t = 0 \text{ s}$  až  $t \approx 7 \text{ s}$ , se materiál v obou případech chová lineárně a vykazuje velmi dobrou shodu s výchozím vzorkem. Lze tedy říct, že použitý Youngův modul pružnosti se velice blízce shoduje se skutečným.

Srovnání výsledné zátěžové křivky pro ANL ZIRLO (Obr. 22-A) s referenční ukázalo téměř v celé oblasti dobrou shodu, avšak v oblastech největších deformací došlo k odchylce o přibližných 8 %. Vyhodnocení pro Studsvik ZIRLO (Obr.22-B) také vykazovalo odchylku v oblastech větších deformací, a to o přibližných 12 %. Odchylky budou pravděpodobně způsobené mírnou odlišností použitých hodnot meze kluzu. I přesto lze tento výsledek

považovat za přijatelný a použité hodnoty meze kluzu z dokumentu NUREG-2119 [45] jsou v dostatečné shodě se skutečnými.



22-A Porovnání referenční a vypočtené křivky dle ANL



22-B Porovnání referenční a vypočtené křivky dle Studsvik

Obr. 22 Porovnání vypočtené zátěžové křivky s měřenou

Odečet koeficientu tuhosti  $K$  vykazuje v obou případech dostačující shodu s měřenými hodnotami viz Tabulka 12. Největší tuhost dle měření vykazuje ZIRLO z laboratoře Studsvik s  $K = 149 \text{ N/mm}$  ve srovnání s výpočtem v Abaqusu  $K = 142 \text{ N/mm}$ , neboť menší rozteč mezi statickými podporami zvyšuje tuhost testovaného pokrytí.

Offsetový posuv, který je v referenční zprávě [43] definován, byl získán odečtením z Obr. 22 vychází oproti referenčním pro ANL ZIRLO s rozdílem 18 %, a pro Studsvik ZIRLO 21.7 %. V obou případech dochází k tomuto rozdílu v plastické oblasti, kde trend stoupání křivky není tak výrazný jako u referenčních a způsobuje tak větší odchylku. Použitá mez kluz se reálně v těchto výsledcích přibližuje, nicméně lepší shodu by bylo možné dosáhnout pouze pokud bychom přesně znali hodnoty mez kluzu a zpevnování materiálu, z něhož bylo pokrytí vyrobeno.

*Tabulka 12 Porovnání získaných hodnot pro ZIRLO*

	<b>K [N/mm]</b>	<b>Offsetový posuv [mm]</b>
<b>ANL</b>	135	3.6
<b>Abq - ANL</b>	132	4.4
<b>Studsvik</b>	149	3.7
<b>Abq - Studsvik</b>	142	4.6

## 6. Závěr

Cílem této práce byla charakteristika stavu pokrytí a jeho odezvy na ohybové namáhání, která je důležitá pro simulaci a analýzu chování při havárii typu LOCA, normálním provozu a dlouhodobém skladování. Toto charakteristické chování bylo úspěšně analyzováno simulací čtyřbodového ohybového testu ve výpočetním kódu Abaqus.

Po seznámení s konstrukcí paliva a materiály pokrytí, byly získány poznatky o podmínkách a namáhání paliva, které se mohou při provozu vyskytovat. Následně byla provedena podrobná rešerše ohybových testů, ze kterých byly vybrány pro analýzu dva čtyřbodové ohybové testy pokrytí. Pro vykonání analýzy byly připraveny modely tří vzorků samotného pokrytí v čerstvém stavu pro moderní pokrytí M5 a ZIRLO, a standardní pokrytí z materiálu Zircaloy-4. Materiálové vlastnosti použité ve výpočtu byly připraveny dle odpovídajících a aktuálních dokumentů pro co nejbližší přiblížení materiálových vlastností ke skutečným. Celkově byly provedeny výpočty čtyř čtyřbodových ohybových testů s úspěšným získáním odpovídajících výsledků. Porovnání výsledků s referenčními daty z experimentálních měření potvrdilo správnost použitých vlastností a metod, které prokázaly jejich vhodnost použití pro zkoumání mechanického chování pokrytí palivových proutků.

Tato práce přinesla poznatky o mechanickém chování pokrytí, které mohou sloužit pro další vyhodnocení analýzy chování při různých režimech. Výsledky vykazovaly velmi dobrou shodu s měřením, nicméně v plastické oblasti došlo k mírnému odklonu výpočtu od měření a pro potenciální budoucí zlepšení shody i v této oblasti by mohlo být přínosné upravení výpočetní sítě dalším zjemněním především v oblastech zatěžujících trnů a podpor. Vzhledem k použití mechanického řešiče: Static, general by pravděpodobně změnění typu prvků na Coupled-Temperature Displacement, která uvažuje tepelnou roztažnost, mohlo pomoci zlepšit shodu výsledků pro vyšší teploty než je pokojová, kde se uvažuje nejen vliv deformace ale také vliv teploty na deformaci. Tato vlastnost by se mohla kladně projevit při výpočtech pokrytí M5, kde se porovnávaly výsledky při dvou různých teplotách. Odchytky mohou být způsobeny nepřesnými vlastnostmi materiálu, poněvadž není možné znát přesné hodnoty ani v rámci jednoho materiálu, neboť samotné výrobní tolerance slitiny již způsobují mírné odchýlení vlastností.

Pro budoucí možné navázání na tuto práci se nabízí možnost provést testování pokrytí naplněného tabletami, což by mohlo vést k zajímavé kontaktní úloze. Dále by mohlo být užitečné změřením se na analýzu pokrytí nejen v jeho čerstvém stavu, ale také v ozářeném. Mezkluzu pro ozářený materiál vykazuje jiné chování než pro čerstvý, a tak by další výzkum tohoto chování mohlo být podkladem pro potenciální navazující práce. Kromě toho může být testováno také pokrytí po simulaci LOCA havárie kde je již pokrytí degradováno oxidací a hydridací. Navíc také lze simulovat pokrytí ve zdeformovaném stavu např. nafouknuté nebo porušené.



## Seznam použité literatury

1. MOTTA, Arthur T. a OLANDER, Donald R. *Light Water Reactor Materials*. American Nuclear Society, 2017. ISBN 978-0894484612.
2. *World-nuclear.org*. Online. May 2023. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>. [cit. 2024-02-28].
3. *Skupina ČEZ*. Online. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobnizdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice>. [cit. 2024-02-28].
4. KONINGS, Rudy J.M. a STOLLER, Roger E. *Comprehensive Nuclear Materials*. Second Edition. Elsevier, 2020. ISBN 978-0-08-102866-7.
5. VZDĚLÁVACÍ PORTÁL ČEZ. <https://www.svetenergie.cz/>. Online. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderna-elektrarna-podrobne/reaktor/vyklad>. [cit. 2024-02-28].
6. OTČENÁŠEK, Petr. *Jaderná energie*. Praha: Evropský sociální fond v ČR, 2014. Publikace „Jaderná energie“ vypracovaná pro Centrum výzkumu Řež s.r.o.
7. HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Jaderné energetické reaktory 1988*. ČESKOSLOVENSKÁ KOMISE PRO ATOMOVOU ENERGII, 1988. ISBN 57-802/88.
8. RAYNAUD, Patrick. *Fuel Safety Criteria*. OECD-HRP Summer School 2015. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
9. *Nuclear Fuel and its Fabrication: NUCLEAR FUEL CYCLE*. Online. United Kingdom: World Nuclear Association, 2021, WEDNESDAY, 13 OCTOBER 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>. [cit. 2024-02-28].
10. BOROVIČKA, M. a ZÝBAL, J. Three Years of Operational Experience with Gd-2M+ Fuel at Dukovany NPP: ČEZ, a.s., Dukovany NPP, Dukovany, Czech Republic. Online. S. 8. Dostupné z: <https://www.iaea.org/>, [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/50/006/50006660.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/50/006/50006660.pdf). [cit. 2024-05-23].
11. WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY. *VVER-1000 Fuel Products*. USA, 2018. Dostupné také z: <https://www.westinghousenuclear.com/flysheet-directory/vver-1000-fuel-products/>.
12. VVER-SPECIFIC FEATURES REGARDING CORE DEGRADATION: Status Report. Online. THE OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA). September 1998, s. 36. Dostupné z: <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/csni-r98-20.pdf>. [cit. 2024-05-23]. NEA/CSNI/R(98)20.
13. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH AND NUCLEAR ENERGY. *VVER Reactor Fuel Performance, Modelling and Experimental Support*. S. Stefanova, P. Chantoin and I. G. Kolev (Compiled and edited). Varna, Bulgaria: Bulgarian Academy of Sciences, November 1994. ISBN 954-90025-2-7.
14. MATOUŠEK, T. a STEHLÍK, M. *Jaderný reaktor typu VVER 440*. Online. 2018, s. 4. Dostupné z: [tydenvedy.fjfi.cvut.cz](https://tydenvedy.fjfi.cvut.cz/), <https://tydenvedy.fjfi.cvut.cz/2018/cd/sbpdf/vver440.pdf>. [cit. 2024-05-23].

15. ČEZ, A. S. *Základní typy jaderných reaktorů*. Online. 2024. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>. [cit. 2024-02-28].
16. OECD. *State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions: No. 7575*. OECD NEA NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2022.
17. WILLIAMSON, R.L. Enhancing the ABAQUS thermomechanics code to simulate multipellet steady and transient LWR fuel rod behavior. Online. *Journal of Nuclear Materials*. 2 June 2011n. 1., s. 10. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311511005228>. [cit. 2024-05-23].
18. SWEENEY, F J a UPADHYAYA, B R. Measurement of core coolant flow velocities in PWRs using temperature: neutron noise cross correlation. Online. 01 ledna 1982n. 1. Dostupné z: <https://www.osti.gov/biblio/6887538>. [cit. 2024-05-24].
19. GM, Javier; COSTA, Antonella; VELOSO, Maria Auxiliadora a , et al. Thermal Hydraulic Simulations of the Angra 2 PWR. Online. May 2015. Dostupné z: [https://www.researchgate.net/publication/276951038\\_Thermal\\_Hydraulic\\_Simulations\\_of\\_the\\_Angra\\_2\\_PWR](https://www.researchgate.net/publication/276951038_Thermal_Hydraulic_Simulations_of_the_Angra_2_PWR). [cit. 2024-05-24].
20. OZZOL A, S . B. FUNDAMENTAL S OF BOILING WATER REACTOR (BWR). Online. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/15/025/15025513.pdf?r=1>. [cit. 2024-05-24].
21. ADAMSON, Ron a , et al. Corrosion Mechanisms in Zirconium Alloys: ZIRATI 2 SPECIAL TOPIC REPORT. Online. ADVANCED NUCLEAR TECHNOLOGY INTERNATIONAL. October 2007. Dostupné z: [www.antinternational.com](http://www.antinternational.com). [cit. 2024-05-24].
22. KRISHNAN, R a ASUNDI, M K. *Zirconium alloys in nuclear technology*. Online. April 1981. Dostupné z: <https://www.ias.ac.in/article/fulltext/sadh/004/01/0041-0056>. [cit. 2024-02-28]. Indian Academy of Sciences.
23. GARAT AREVA, Véronique. *Fuel Design and Materials*. Halden Summer School 2015 pptx, August 25th, 2015.
24. HYUN-GIL, Kim a , et al. In-pile performance of HANA cladding tested in Halden reactor. Online. 2014. Licence: CC BY-NC-ND 4.0. Dostupné z: <https://doi.org/10.5516/NET.07.2013.093>. [cit. 2024-05-24].
25. SUMAN, Siddharth a , et al. Effects of hydrogen on thermal creep behaviour of Zircaloy fuel cladding. Online. *Journal of Nuclear Materials*. January 2018, roč. 498, s. 13. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.10.015>. [cit. 2024-05-24].
26. IAEA Nuclear Energy Series: *Quality and Reliability Aspects in Nuclear Power Reactor Fuel Engineering*. No. NF-G-2.1 Technical Reports Guides Objectives Basic. IAEA, VIENNA, 2015.
27. *Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions*. NEA No. 6846. OECD, 2009. ISBN ISBN 978-92-64-99091-3.
28. ROSSITER, G. Understanding and modelling fuel behaviour under irradiation. Online. WOODHEAD PUBLISHING SERIES IN ENERGY. *Nuclear Fuel Cycle Science and Engineering*. 2012, s. 396-424. Dostupné

- z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1533/9780857096388.3.396>. [cit. 2024-05-24]. National Nuclear Laboratory (NNL), UK.
29. DOSTÁL, M. a KLOUZAL, J. *Metody simulace interakce palivo-pokrytí v horkých komorách*. Prezentace. ÚJV Řež.
  30. WIESENACK, Wolfgang. *Cladding performance: Lift-off, PCMI: Fuel Assembly and Cladding Materials*. OECD – HRP Summer School, 24 – 27 August 2015n. 1. Prezentace.
  31. BENNETT, Peter. *Corrosion and hydriding of Zircaloy fuel cladding*. Norway: HRP Summer School on Fuel Assembly and Cladding Materials, August 24-27, 2015.
  32. NECHAEV, Alexander; ONUFRIEV, Vladimir a THOMAS, K.T. Long-term storage and disposal of spent fuel. Online. IAEA BULLETIN. SPRING 1986, s. 6. Dostupné z: <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull28-1/28104681520.pdf>. [cit. 2024-05-24].
  33. Storage and Disposal of Spent Fuel and High Level Radioactive Waste. Online. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2004, s. 11. Dostupné z: [https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc50inf-3-att5\\_en.pdf](https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc50inf-3-att5_en.pdf). [cit. 2024-05-24].
  34. Cladding Stress during Extended Storage of High Burnup Spent Nuclear Fuel: FINAL REPORT. Online. RAYNAUD, Patrick A.C. a EINZIGER, Robert E. U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. JUNE 2015, s. 38. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1518/ML15180A411.pdf>. [cit. 2024-05-24].
  35. VYHLÁŠKA o požadavcích na projekt jaderného zařízení. In: Č. 329. 2017, Částka 112, s. 48. Dostupné také z: [https://sujb.gov.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/329\\_2017.pdf](https://sujb.gov.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/329_2017.pdf).
  36. State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions: No. 7575. OECD NEA NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2022.
  37. CANTONWINE, P a , et al. The Mechanical Response Of Hight-Burnup 17x17 PWR Fuel Rods Under Bending. Online. *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference*. October, 2022. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/publication/mechanical-response-high-burnup-17x17-pwr-fuel-rods-under-bending>. [cit. 2024-05-24].
  38. MONTGOMERY, Rose a , et. al. *Appendix E: Mechanical Testing: Spent Fuel and Waste Disposition*. Online. 2023. Oak Ridge National Laboratory, 2023. [cit. 2024-05-24]. Sister Rod Destructive Examinations (FY22).
  39. YAMATO, Masaaki; NAGASE, Fumihisa a AMAYA, Masaki. Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four point-bend tests. Online. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 29 May 2014n. 1., č. Vol. 51, 9. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1080/00223131.2014.912968>. [cit. 2024-05-24].
  40. NARUKAWA, Takafumi a AMAYA, Masaki. Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions. Online. *JOURNAL OF NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY*. 09

Feb 2020n. 1., roč. 57, NO. 7, s. 782–791. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1724207>. [cit. 2024-05-24].

41. VLASSOPOULOS, Efstathios. Structural performance and mechanical properties investigation of spent nuclear fuel rods under static and dynamic bending loads. Online. 2021, s. 265. [cit. 2024-05-24].
42. BILLONE, M. C. Assessment of Current Test Methods for Post LOCA Cladding Behavior. Online. August 2012. [cit. 2024-05-24]. NRC Job Code V6199, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory.
43. FLANAGAN, Michelle. Mechanical Behavior of Ballooned and Ruptured Cladding. Online. February 2012, article NUREG-2119. [cit. 2024-05-24].
44. Geelhood, K. J. et al. (2023). MatLib-1.2: Nuclear Material Properties Library (No. PNNL-33996). Pacific Northwest National Lab. (PNNL), Richland, WA (United States).
45. Geelhood, K. J., Beyer, C. E., & Luscher, W. G. (2008). PNNL stress/strain correlation for Zircaloy (No. PNNL-17700). Pacific Northwest National Lab.(PNNL), Richland, WA (United States).

## Seznam zdrojů obrázků

1. Saha, Sabhasachi & Roy, Koushik & Roy, Souvik & Rahman, Md & Hasan, Md. Zahid. (2018). Rooppur Nuclear Power Plant: Current Status & Feasibility. *Strojnícky casopis – Journal of Mechanical Engineering*. 68. 167-182. 10.2478/scjme-2018-0033.
2. CODDY. *Tableta s jaderným palivem stock fotografie*. Online. In: . Dostupné z: <https://www.istockphoto.com/cs/fotografie/tableta-s-jadern%C3%BDm-palivem-gm1041468944-278831146>. [cit. 2024-02-28].
3. *Nuclear fuel pellet*. Online. In: . Dostupné z: <https://www.energyencyclopedia.com/en/glossary/fuel-pellet>. [cit. 2024-02-28].
4. Blair, Paul. (2008). Modelling of fission gas behaviour in high burnup nuclear fuel. 10.5075/epfl-thesis-4084.
5. KONINGS, Rudy J.M. a STOLLER, Roger E. *Comprehensive Nuclear Materials*. Second Edition. Elsevier, 2020. ISBN 978-0-08-102866-7.
6. PATNAIK, Sobhan. Comparative analysis of temperature dependent properties of commercial nuclear fuel pellet and surrogates undergoing cracking. Online. *Ceramics International*. S. 24765-24778. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.ceramint.2020.06.266>. [cit. 2024-05-24]. Volume 46, Issue 16, Part A,.
7. MONTGOMERY, Rose a , et. al. *Appendix E: Mechanical Testing: Spent Fuel and Waste Disposition*. Online. 2023. Oak Ridge National Laboratory, 2023. [cit. 2024-05-24]. Sister Rod Destructive Examinations (FY22).
8. YAMATO, Masaaki; NAGASE, Fumihisa a AMAYA, Masaki. Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four point-bend tests. Online. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 29 May 2014n. 1., č. Vol. 51, 9. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1080/00223131.2014.912968>. [cit. 2024-05-24].
9. NARUKAWA, Takafumi a AMAYA, Masaki. Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions. Online. *JOURNAL OF NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY*. 09 Feb 2020n. 1., roč. 57, NO. 7, s. 782–791. Dostupné z: <https://doi.org/https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1724207>. [cit. 2024-05-24].
10. VLASSOPOULOS, Efstathios. Structural performance and mechanical properties investigation of spent nuclear fuel rods under static and dynamic bending loads. Online. 2021, s. 265. [cit. 2024-05-24].
11. BILLONE, M. C. Assessment of Current Test Methods for Post LOCA Cladding Behavior. Online. August 2012. [cit. 2024-05-24]. NRC Job Code V6199, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory.