



Åldring av metalliska material i kärnkraftverk

En litteraturstudie och erfarenhetsinsamling

Elforsk rapport 14:24



Charlotta Gustafsson, Studsvik Nuclear AB

MAJ 2014

Granskad av Pål Efsing Ringhals AB och Martin Bjurman Studsvik Nuclear AB

ELFORSK

Åldring av metalliska material i kärnkraftverk

En litteraturstudie och erfarenhetsinsamling

Elforsk rapport 14:24

Charlotta Gustafsson, Studsvik Nuclear AB

MAJ 2014

Granskad av Pål Efsing, Ringhals AB och Martin Bjurman Studsvik Nuclear AB

Förord

Intresset för åldring av komponenter och system i kärnkraftverken ökar i takt med att världens reaktorpark blir allt äldre. Den största delen av världens kärnkraftsreaktorer är av generation II som byggdes och driftsattes under 1970 och 1980-talen. De närmar sig därmed den drifttid om 30-40 år som de ursprungligen konstruerades för. Idag är uppfattningen att reaktorerna kan vara i drift betydligt längre.

Förutsättningarna för att reaktorerna ska kunna ges en utökad livslängd är att en stabil och säker drift ska kunna garanteras samt att reaktorerna får förlängda drifttillstånd från myndigheter. För att säkerställa en stabil och säker drift i ytterligare 40 år är det av största betydelse att förvissa sig om att reaktorernas konstruktionsmaterial klarar de påfrestningar som detta innebär, vilket kräver kunskap om materialens åldringsprocesser.

I denna studie ges en överblick över vad som gjorts inom området åldring av metalliska komponenter inom kärnkraftsbranschen genom att utnyttja befintlig litteratur, samt att identifiera kunskapsluckor och sammanfatta de största utmaningarna för framtiden.

Projektet har genomförts inom ramen för Elforsks kärnkraftstekniska forskningsprogram. Studien har bekostats av Vattenfall, E.ON, Fortum, Skellefteå Kraft och Karlstads Energi.



Monika Adsten
Programområdesansvarig Kärnkraft

Sammanfattning

Den största delen av de knappt 450 kärnkraftsreaktorer som idag är i drift i världen byggdes och togs i drift under 1970 och 1980-talen. Samtliga svenska reaktorer är från just denna period, de togs i drift mellan 1972 och 1985. Under denna period förväntades ökad efterfrågan på energi samtidigt som man ville minska beroendet av fossila bränslen. Reaktorerna designades för att vara i drift i vad som ansågs vara en normal industriell cykel, nämligen 40 år. Merparten av reaktorerna närmar sig därmed slutet på den drifttid för vilken de ursprungligen designades för. Uppfattningen idag är att de befintliga kärnkraftverken kan vara i drift och förse samhället med elektricitet under en betydligt längre period. Förutsättningarna för att reaktorerna ska kunna behållas i drift är att säker, stabil och ekonomiskt lönsam drift kan garanteras. För detta krävs kunskap om de åldrings- och degraderingsprocesser som kan ha inverkan på materialet i kärnkraftverken.

Målsättningen för arbetet är att ge en överblick av vad som gjorts inom området åldring av metalliska komponenter inom kärnkraftsbranschen samt att identifiera eventuella områden där kunskapsunderlaget ej är tillfredställande och sammanfatta de största utmaningarna för framtiden.

Rapporten innehåller en redogörelse för olika åldringsfenomen som förekommer i litteraturen ur ett säkerhets- materialintegritets- samt driftperspektiv. Även konsekvensen för åldringsfenomen och degraderingsmekanismerna beskrivs. De fenomen och mekanismer som behandlas är: bestrålningsförsprödning, bestrålningseffekter i austenitiska material, termisk åldring, utmattning, korrosion samt spänningskorrosion.

Från litteraturstudien samt erfarenheter från expertis från kärnkraftbranschen identifierades ett antal kunskapsområden med otillfredsställande kunskapsunderlag;

- Icke tillräckliga underlag för att kunna dra slutsatser om bestrålningsförsprödning av reaktortanken vid höga doser.
- Oklara samband mellan bestrålningseffekter i austenitiska material och mätbara förändringar i materialet.
- Inverkan av termisk åldring hos komponenter av rostfritt gjutgods.
- Utvärdering av utmattning i reaktormiljö under relevanta cykler.

En utmaning är att förstå och hitta angreppssätt för att bestämma påverkan av punkterna ovan. En utmaning är även att bemöta och vara lyhörd för nya mekanismer och situationer som inte identifierats ännu men som kan bli viktigare i och med förlängda drifttider av reaktorerna.

Generellt är experterna som intervjuats eniga om att det är troligt att de svenska reaktorerna kommer att klara en säker drifttid om minst 50 – 60 år. För vissa av anläggningar bör drifttider upp till 80 år vara möjlig.

Summary

The major part of the operating nuclear power plants were constructed and connected to grid during the 1970 and 1980. All Swedish reactors belong from this period, since they were connected to the grid between 1972 and 1985. An increasing demand for electricity at that the same time as decreasing dependence for fossil fuels marked this period. These reactors were designed to operate during a normal 40 years industrial cycle. The end of life date from the original designs is approaching for the majority of the reactors. Today, the general opinion is that the nuclear power plant from this era can operate and supply electricity to society for considerably longer period of time. However, ensured operational safety, stability and profitability is a condition to keeping the reactors. Knowledge about the ageing and degradation processes that affect the materials in the nuclear power plants is necessary to fulfill safe and stable operation.

The objective of this report is to present an overview for the field of "ageing of metallic materials in nuclear power plants" and to identify areas where the basis of knowledge is not satisfactory and to summarize future main challenges.

The report includes a literature review regarding the ageing phenomena from a safety, material integrity and operating point of view. Described as well are the consequences of the ageing phenomena and the degradation mechanisms. The following phenomena and mechanisms are described; irradiation embrittlement, irradiation effects in austenitic materials, thermal ageing, fatigue, corrosion and stress corrosion cracking.

From the literature review and the interviews of industry experts from the Swedish nuclear power facilities have several gaps of knowledge been identified;

- Lack of satisfactory basic data to be able to draw conclusions concerning irradiation embrittlement of reactor pressure vessel subjected to high neutron doses.
- Unclear correlation between irradiation effects in austenitic materials and measurable changes of the material properties.
- Impact of thermal ageing in cast stainless steel components.
- Evaluation of fatigue in reactor environment during real cycles.

A challenge is to understand and to find different approaches to evaluate the impact of the items mentioned above. Another challenge is also to respond and be responsive to new mechanisms and situations that have not yet been identified but that can be of importance when prolonged life times of the reactors are considered.

Generally, the interviewed experts agreed on that it is probable that the Swedish nuclear power plants will manage to operate safe during minimum 50-60 years. Some of the plants will probably reach up to 80 years of operation.

Innehåll

1	Inledning	1
1.1	Bakgrund	1
1.2	Definition åldring	2
1.3	Mål och avgränsningar	4
1.4	Metod	5
1.5	Förkortningar	5
2	Åldrings- och degraderingsfenomen	7
2.1	Bestrålningsförsprödning	8
2.1.1	Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv	11
2.1.2	Mekanism	13
2.1.3	Utvärdering	16
2.1.4	Påverkan på drift och säkerhet	18
2.2	Bestrålningseffekter på austenitiska material	19
2.2.1	Effekter ur materialintegritetsperspektiv	20
2.2.2	Mekanism	20
2.2.3	Påverkan på säkerhet och drift	28
2.3	Termisk åldring	30
2.3.1	Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv	32
2.3.2	Påverkan på drift och säkerhet	33
2.4	Utmattning	34
2.4.1	Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv	36
2.4.2	Mekanism	37
2.4.3	Påverkan på drift och säkerhet	39
2.5	Korrosion	40
2.5.1	Generell korrosion	41
2.5.2	Borsyrekorrosion	42
2.5.3	Flödesinducerade korrosionsangrepp och erosionskorrosion	43
2.5.4	Lokala angrepp	44
2.5.5	Påverkan på drift och säkerhet	45
2.6	Spänningskorrosion	46
2.6.1	Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv	47
2.6.2	Mekanism	48
2.6.3	Påverkan på drift och säkerhet	53
3	Driftorienterade exempel	54
3.1	PWR - Ringhals – hållfasthetsegenskapernas utveckling i reaktortanken	54
3.2	BWR – Barsebäck - kloridkontamination	56
3.3	BWR - Oskarshamn och Forsmark – utbyte av interndelar	56
3.4	PWR - Davis Besse – degradering av reaktortanken	57
4	Sammanfattning och diskussion	59
4.1	Reaktortanken	59
4.2	Interndelar	62
4.3	Komponenter som utsätts för cykliska belastningar	64
4.4	Rostfritt gjutgods och svetsgods	65
4.5	Perspektiv	66
5	Slutsatser och utmaningar för framtiden	69
6	Referenser	71
	Appendix	74

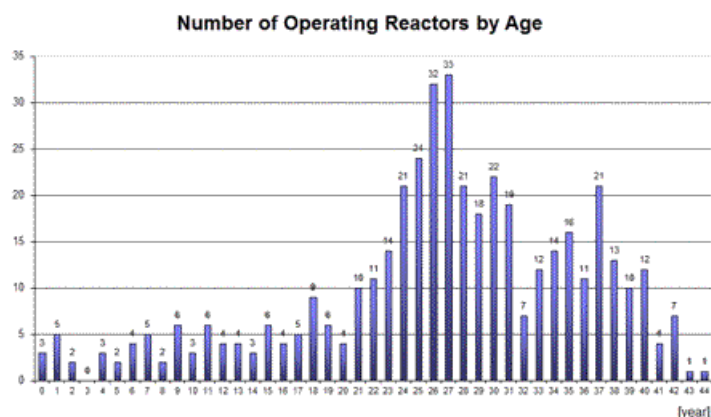
6.1	Pågående forskningsprojekt och internationella samarbeten	74
6.1.1	Nationell branschforskning.....	74
6.1.2	NULIFE – Nuclear plant life predictions ⁱ	74
6.1.3	Material ageing institute ⁱⁱ	74
6.1.4	EPRI – Electric power research institute ⁱⁱⁱ	75
6.1.5	IFRAM - International Forum for Reactor Aging Management ^{iv} .	75
6.1.6	Referenser	76

1 Inledning

1.1 Bakgrund

Den största delen av de knappt 450 kärnkraftsreaktorer som idag är i drift i världen byggdes och togs i drift under 1970 och 1980-talen. Samtliga svenska reaktorer (7 st BWR och 3 st PWR) är från just denna period, de togs i drift mellan 1972 och 1985. Under denna period förväntades ökad efterfrågan på energi samtidigt som man ville minska beroendet av fossila bränslen. Reaktorerna designades för att vara i drift i vad som ansågs vara en normal industriell cykel, nämligen 40 år¹. Merparten av reaktorerna närmar sig därmed slutet på den drifttid som de ursprungligen designades för. Figur 1 illustrerar åldersfördelningen för världens reaktorer. Ur figuren framgår att 75 % av reaktorerna är äldre än 20 år. Det framgår även tydligt att de flesta anläggningarna driftsattes under en begränsad tidsperiod.

De svenska reaktorerna byggdes inte bara under samma tidsperiod utan respektive reaktortyp är även levererade från samma leverantör. Det betyder att konstruktion och materialval inte skiljer sig åt särskilt mycket mellan de olika anläggningarna. Det finns både styrkor och svagheter med att reaktorerna är så lika. Styrkan är att insatser rörande exempelvis underhåll, utveckling och skadefall kan samordnas. Till styrkor och svagheter hör att samma typ av skadefall eller problem är relativt sannolika. Om ett problem uppkommer på en anläggning kan proaktiva åtgärder vidtas i hela flottan. Större insatser inom forskning, utveckling, underhåll och erfarenhetsåterföring kan ske tillsammans än om varje anläggning skulle behöva göra enskilda satsningar.



Figur 1 Åldersfördelningen hos världens kärnkraftsreaktorer i maj 2011. 75% av reaktorerna är äldre än 20 år^a.

Uppfattningen idag är att en del av de befintliga kärnkraftverken kan vara i drift och förse samhället med elektricitet i upp till 80 år^{12,14,37,42}.

^a <http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/n/nuclear-power-plant-world-wide.htm> 2011-11-11

Förutsättningarna för att reaktorerna ska kunna behållas i drift är att en säker och stabil drift kan garanteras. En frågeställning i detta sammanhang är vilka krav som måste vara uppfyllda för att reaktorerna skall få fortsätta vara i drift?

I många länder är reaktorerna licenserade för att vara i drift under ett visst antal år och när dessa licenser närmar sig sitt slut är det nödvändigt att dessa licenser förnyas. Sverige tillämpar ej detta system, istället gäller att kärnkraftverken genomgår en säkerhetsutvärdering, en så kallad PSR (Periodisk SäkerhetsRedovisning) med jämna mellanrum, vanligen var femte eller var tionde år bland annat beroende på reaktortyp. Godkänns PSR innebär detta att kärnkraftverket får producera el i ytterligare en period innan det är dags för nästa utvärdering. Något formellt slutdatum för de olika reaktorerna i Sverige finns alltså inte!

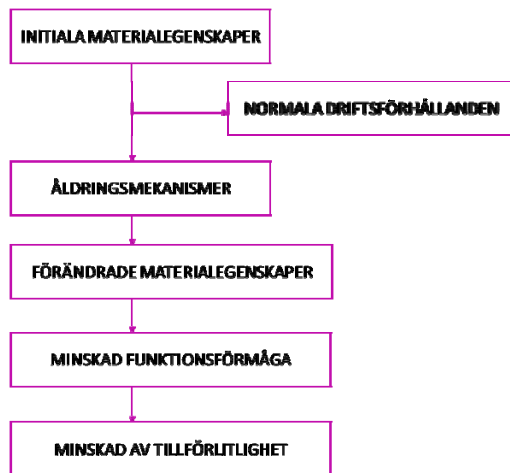
Kunskapen om konstruktionsmaterialen i kärnkraftverken och hur dessa påverkas och förändras är idag mycket större än när verken byggdes. Vetskapen om de processer som påverkar materialen när reaktorerna är i drift är viktigt både ur perspektivet livstidsförlängning av befintliga reaktorer samt inför uppförandet av nya reaktorer eftersom dessa då redan under planeringsstadiet kan konstrueras för en lång tid i drift.

1.2 Definition åldring

Denna rapport definierar åldring i enlighet med det IAEA dokument² som har blivit vägledande för hur åldringsfrågor hanteras. Definitionen av åldring lyder:

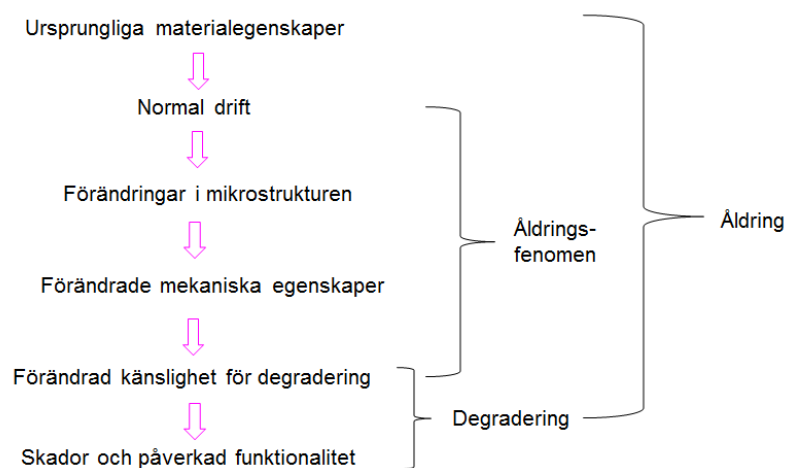
Åldring är en kontinuerlig tidsberoende degradering av material som en följd av normala driftsförhållanden. Driftsförhållandena omfattar normaldrift, avställning och transientförhållanden, möjliga olycksförhållanden ingår ej.²

Alla material i kärnkraftverken kan åldras och kan helt eller delvis mista sin funktion och tillförlitlighet. IAEA illustrerar inverkan enligt Figur 3.² I åldringsbegreppet ingår system, struktur och komponenter.



Figur 2 Inverkan av driftsförhållanden på materialdegradering och komponenternas drifttillförlitlighet.²

Åldring, åldringsfenomen och degradering av material och komponenter, system och strukturer är centrala begrepp inom området livstidsförlängning av kärnkraftverk. Åldring av material användas för att beskriva de övergripande konsekvenserna och förändringarna som uppträder i materialen som funktion av tid och de påfrestningar som det utsätts för. Ett exempel är att materialets hållfasthetsegenskaper kan förändras. Åldringsfenomen är de processer som gradvis orsakar förändringarna (åldringen). Bestrålningsförsprödningen är ett åldringsfenomen. Det tredje begreppet degradering inbegriper fenomen såsom generell korrosion och spänningskorrosion. Som en konsekvens av att materialegenskaperna förändras som en följd av olika åldringsfenomen kan materialets känslighet för degradering öka. I Figur 3 illustreras sambandet mellan de ovan nämnda begreppen.



Figur 3 Illustration över sambandet mellan en komponents eller ett materials ursprungliga egenskaper och vad som händer när den är i drift och utsätts för olika typer av påfrestningar. Som en funktion av påfrestningarna kan förändringar ske i

materialet vilket i sin tur kan påverka materialegenskaperna och materialets känslighet för degradering.

Åldringsfenomen för metalliska komponenter i kärnkraftverken delas vanligen in enligt följande²:

- Bestrålningsförsprödning
- Bestrålningseffekter i austenitiska material
- Utmattning
- Termisk åldring

Degraderingsmekanismer för metalliska komponenter i kärnkraftverk:

- Utmattning
- Spänningskorrosion, interkristallin och transkristallin
- Korrosion, generell korrosion, lokala angrepp, erosionskorrosion

Åldringen kan anses vara en funktion på följande form: $\text{Åldring} = \text{tid} * \text{faktor}$. Det kan till exempel vara att reaktortanken försprödas som ett resultat av den totala stråldosen den utsätts för under den tid som reaktorn är i drift. För termisk åldring handlar det om att förändringar i materialet sker som funktion av produkten av tid och temperatur. Krypning kan anses både vara åldring och degradering eftersom krypning kan uppstå som en följd av bestrålningsassisterade faktorer under en viss tid samtidigt som krypning också är en definition på degradering av materialet.

Vid behandling av åldringsfrågan är det av vikt att skapa en helhetsbild över samtliga fenomen och faktorer som påverkar åldringen inom olika delar av kärnkraftverken. Varje komponent behöver beaktas som komponent samt del av olika system och strukturer. Helhetsbilden kan vara nödvändig vid planering samt kalkylering av exempelvis underhåll samt moderniseringar. Helhetsbilden är också viktig för att estimerar möjlig livslängd för reaktorerna.

En sammanställning över mekanismer och eventuella konsekvenser av de olika åldringsfenomenen kan vara viktiga verktyg vid arbete med åldringsfrågan. Sammanställningen tillsammans med diskussion och expertutlåtanden angående utmaningar inför en förlängd drifttid, kan bidra till att förståelse för olika åldringsfrågor ökar.

1.3 Mål och avgränsningar

Målsättningen för arbetet är att ge en överblick av vad som gjorts inom området åldring, den tidsberoende förändringen som sker som ett resultat av driftförhållandena, av metalliska komponenter. I arbetet ingår även att identifiera eventuella områden där kunskapsunderlaget ej är tillfredställande och sammanfatta de största utmaningarna för framtiden.

Sammanställningen ska i huvudsak ha en teknisk utgångspunkt och således framförallt fokusera på en beskrivning av betydande åldringsfenomen och en

sammanställning av forskningsresultat inom de olika områdena. Kontroll- och ledningssystem för åldringshantering hamnar således utanför ramarna för rapporten.

Arbetet fokuseras på tryckbärande komponenter i primärsystemen inklusive härdnära komponenter vilka generellt är komponenter som är relativt svåra att byta ut. Åldring av exempelvis bränslespridare och styrtavar som med jämna mellanrum ändå byts ut behandlas ej i någon större utsträckning.

1.4 Metod

Arbetet initierades av Elforsk under 2010. Rapportens upplägg diskuterades på ett styrgruppsmöte för projektet under hösten 2010.

Rapporten inleds med en genomgång av befintlig litteratur inom området åldring av metalliska material i kärnkraftverk. Åldringsmekanismerna beskrivs utifrån mekanismer och konsekvenser.

Intervjuer med personer som arbetar med materialtekniska frågor från kärnkraftsindustrin utgör en viktig del av denna sammanställning. Intervjuerna genomförs för att erhålla en uppfattning om vilka åldringsfenomen samt faktorer som är mest aktuella i Sverige samt för att få uppfattning om eventuella kunskapsluckor och var framtida forskning bör fokuseras.

Den teoretiska sammanställningen samt intervjuerna integreras med händelser och iakttagelser från svenska samt internationella kärnkraftverk, vilket vidare mynnar ut i diskussion och slutsatser.

1.5 Förkortningar

ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASTM	American Society for Testing and Materials
BCC	Body Centered Cubic
BWR	Boiling Water Reactor
dpa	Displacement Per Atom
DBTT	Ductile to Brittle Transition Temperature
ECP	Electrochemical Corrosion Potential
EOL	End Of License
FCC	Face Centered Cubic
FIS	French Upper Bound Irradiation embrittlement prediction formula
IASCC	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking
IGSCC	InterGranular Stress Corrosion Cracking
LSE	Lower Shelf Energy
LWR	Light Water Reactor
PKA	Primary Knock-on Atoms
PSR	Periodisk SäkerhetsRedovisning
PWR	Pressurized Water Reactor
PWSCC	Primary Water Stress Corrosion Cracking
RT _{NDT}	Reference Temperature Nil Ductility Temperature
SKA	Secondary Knock-on Atoms
SSM	Strålsäkerhetsmyndigheten

SSRT	Slow Strain Rate Tensile test
TEM	Transmission Electron Microscopy
TGSCC	TransGranular Stress Corrosion Cracking
USE	Upper Shelf Energy
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Water-Water Power Reactor)

2 Åldrings- och degraderingsfenomen

I detta kapitel beskrivs de åldringsfenomen som anses vara relevanta i litteraturen. Mekanismerna redogörs ur ett säkerhets- materialintegritets- samt driftperspektiv. Även konsekvensen för åldringsfenomen och degraderingsmekanismerna beskrivs.

I Tabell 1 ges några exempel på komponenter och några av de åldringsfenomen som de kan påverkas av. Tabellen är inte heltäckande utan syftar till att ge en indikation på omfattningen och nivåerna inom åldring av komponenter i kärnkraftverk. I tabellen kan ses att flera olika fenomen ofta verkar på en och samma komponent. Synergieffekter mellan olika fenomen kan även uppstå varvid det vid åldringsutvärdering är viktigt att alltid beakta hela systemet. Synergieffekter behandlas ej i denna rapport eftersom fokus är att tillhandhålla en beskrivning över de olika åldringsfenomen som kan leda till materialdegradering i kärnkraftverk.

Tabell 1 Potentiella åldrings- och degraderingsfenomen som kan påverka och reducera funktionaliteten för några olika komponenter^{3,s.6-51}

Komponenter	Åldrings- och degraderingsfenomen
Reaktortank	Bestrålningsförsprödning Lågcykelsutmattning
Interndelar	IASCC Utmattning Bestrålningsförsprödning Termisk åldring
Primärsystemsror (BWR)	Utmattning Korrosion IGSCC Erosion
Huvudcirkulationspumpar (BWR)	Utmattning Termisk åldring
Primära kylledningar (PWR)	Utmattning Högcykelsutmattning Korrosion
Reaktorkylpumpar (PWR)	Utmattning Termisk åldring
Ånggenerator	Utmattning Korrosion IGSCC
Rörböjar	Utmattning
Svetsar	Utmattning Termisk åldring IGSCC
Kondensor, värmeväxlare	Erosion Erosionskorrosion

2.1 Bestrålningsförsprödning

Försprödning av reaktortanken orsakad av neutronbestrålningen från härden är ett fenomen som identifierades redan under kärnreaktorernas tidiga utveckling. Redan vid den tiden inleddes studier för att utvärdera egenskaperna och öka förståelsen för eventuella förändringar av materialens mekaniska egenskaper orsakade av bestrålning.⁴ En stor mängd litteratur och dokumentation finns tillgänglig inom området rörande såväl förståelse av mekanismerna bakom förändringarna som utformning av provningsprogram i så kallade surveillanceprogram. I Tabell 2 definieras några bestrålningsparametrar som är viktiga att förstå i samband med diskussion av bestrålningsförsprödning och andra bestrålningsassisterade fenomen.

Tabell 2 Definition av olika bestrålningsparametrar.

Bestrålningsparameter	Definition
Bestrålningstemperatur	Materialtemperatur (temperaturen som bestrålningen sker vid)
Neutronflux (dosrat)	Antalet neutroner från fissionsprocessen som når materialet per tidsenhet [$n/m^2, s$]
Neutronfluens	Det totala antalet neutroner från fissionsprocessen som nått materialet. (Flux * tid) [n/m^2]
Displacement per atoms (dpa)	Antalet gånger som atomerna har förflyttat sig i gittret som en följd av neutronerna från härden.
Neutronspektrum	Energin hos neutronerna som når materialet. [MeV]
γ -heating	Temperaturhöjning orsakad av gammastrålning.

I Tabell 3 ges exempel på delar i anläggningen som berörs av bestrålningsförsprödning med faktorer och konsekvenser. Bestrålningsförsprödning är en åldringsmekanism som verkar på reaktortanken av låglegerat stål (ferritiskt material) och interndelar av austenitiska material. Det är främst i reaktortanken som konsekvenserna av bestrålningsförsprödning blir märkbara. Bestrålningsförsprödning leder till att segheten i materialet reduceras. Det som sker i materialet kan förklaras med att det i ferritiska material sker ett omslag mellan segt och sprött brott vid en viss temperatur. För ett segare material är denna omslagstemperatur lägre än för ett sprödare material.

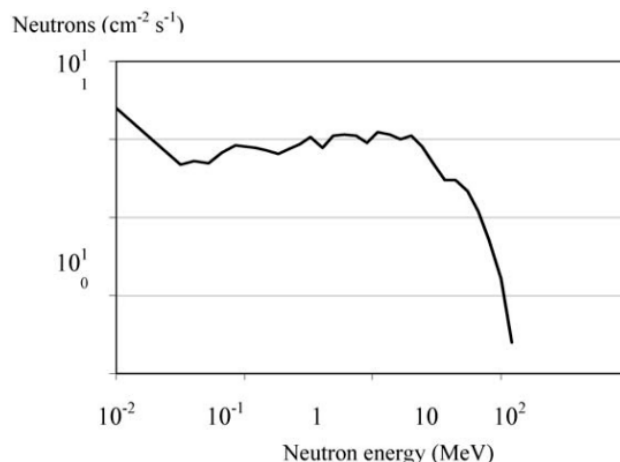
I austenitiska material är känsligheten för denna typ av bestrålningseffekter mindre. Det beror på att det finns större möjlighet för glidning i austenitiska material.

Bestrålningstemperaturen påverkar graden av diffusion och återdiffusion av de skador som uppkommer i gittret som en följd av neutronerna från härden. Vid högre temperatur "läker" fler skador än vid en lägre temperaturer.

Fluensen är det totala antalet neutroner som passerar genom ett givet tvärsnitt av materialet. Påverkan av neutronerna kan uttryckas i "displacements per atom" (dpa) och ger den totala förändringen som skett i materialet över tiden. Ett högre värde för flux:et, dosraten, innebär att det är fler neutroner som når materialet per tidsenhet vilket i sin tur innebär att risken för att atomförskjutningar i gittret ska ske är större än vid lägre flux. Beroende på om neutronerna har hög eller låg energi när de når materialet så är olika scenarier tänkbara. Högre energi kan innebära att det är lägre sannolikhet att en atom förskjuts i gittret. Om förskjutning dock sker kan skadan bli större. Det motsatta gäller för neutroner med lägre energi. Fördelningen av energi hos neutronerna som tankmaterialet utsätts för kan sammanfattas i ett spektrum. Ett typiskt neutronspektrum som PWR reaktortanken utsätts för visas i Figur 4. Det är vanligt att endast neutroner vars energi överstiger 1 MeV inkluderas i beräkningarna för fluensen eftersom detta värde anses vara ett tröskelvärde för risk för signifikanta materialförändringar. För VVER används ofta värdet 0.5 MeV som en följd av att materialsammansättningen i reaktortankarna där skiljer sig åt mot PWR och BWR.⁵

Tabell 3 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av bestrålningsförsprödning.

Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
• Reaktortanken • Interndelar	• Bestrålningsparametrar - o Temperatur - o Fluens - o Flux - o Spektrum • Kemisk sammansättning - o Koppar - o Fosfor - o Nickel - o Mangan	• Försprödning • Minskad seghet • Ökad hållfasthet • Minskad duktilitet • Svällning



Figur 4 Ett typiskt neutronspektra som innerytan av reaktortanken för en PWR utsätts för.^b

Tankmaterialet och interndelarna utsätts även för gammastrålning från härden. Till skillnad mot neutronbestrålningen som orsakar att områden med högre och lägre koncentration av atomer i materialet uppstår får gammastrålningen som konsekvens att temperaturen lokalt i materialet kan bli högre än kylvattnets temperatur, upp till 400°C. En av sakerna som sker när ett material bestrålas är att helium bildas från sönderfall av nickel och bor. Reaktionshastigheten för sönderfallet är beroende av temperaturen. Vid den högre temperaturen som gammastrålningen medför är reaktionshastigheten för sönderfallet högre vilket medför att mer helium bildas. Mekanismen är vanligare för interndelar (austenitiskt material) än för reaktortanken eftersom det austenitiska materialet innehåller högre halter av nickel och bor samt att stråldosen som interndelarna utsätts för är betydligt högre än reaktortankens. Det helium som bildas kan diffundera till korngränserna. Vid korngränserna bildas hålrum som försvagar korngränserna vilket i sin tur kan leda till försprödning av materialet.⁶ Högre temperatur bidrar även till att bildade defekter i form av interstitialer och vakanser kan rekombineras samt att återdiffusion av utskiljda ämnen sker.²

Koppar, fosfor, nickel samt mangan och kisel är ämnen som också finns i olika mängd i reaktortankmaterialet. Dessa har visat sig vara av betydelse för hur materialet uppträder när det bestrålas. När tanken utsätts för bestrålning förändras materialets mekaniska egenskaper. Dessa består i försprödning, ökad hållfasthet samt minskad duktilitet.⁷

I litteraturen är det främst bestrålningsförsprödning av PWR-tankar som exemplifieras. Det beror på att PWR-tanken generellt utsätts för högre fluenser än BWR-tanken som en följd av att härddesignen skiljer sig åt mellan de olika reaktortyperna. En skillnad är avståndet mellan härden och tanken samt vattenflödet. Stråldosen är lägre i BWR, dock kan effekterna av bestrålningen relativt dos bli större. Bakgrunden till detta är att bestrålningen sker vid lägre temperatur vilket leder till att strålskadorna i lägre grad

^b IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.11, Integrity of reactor pressure vessel in Nuclear Power Plants: Assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels, 2009, s.58

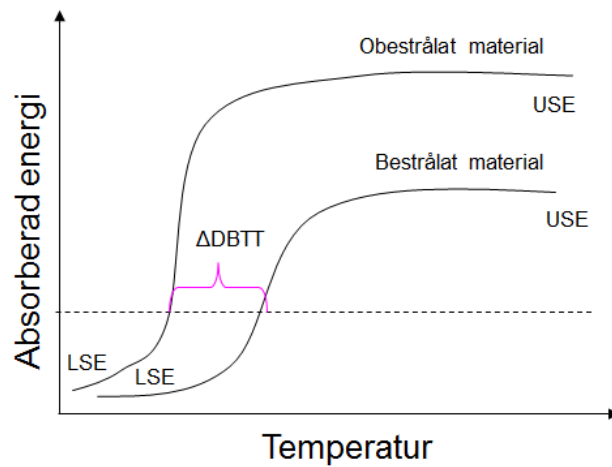
annihileras (går tillbaka). Tilläggas till detta är att det är samma fenomen som äger rum i de båda reaktortyperna.⁵

2.1.1 Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv

I obestrålat tillstånd uppvisar reaktortanken utmärkta egenskaper med avseende på exempelvis seghet och hållfasthet. Tillverkningsprocessen och dimensionerna för reaktortanken och andra tryckkärl som ånggeneratorer och tryckhållare anpassades för att ge en helt optimerad konstruktion. I takt med att tankmaterialet utsätts för snabba neutroner förändras de ursprungliga materialegenskaperna, genom att atomer från metallgittret slås ut. Områden med högre och lägre atomdensitet bildas, så kallade interstitialer och vakanser. Vakanserna och interstitialerna kan bilda kluster och bidra till utskiljningar av partiklar. Dessa fungerar som hinder för rörelsen av dislokationer genom gittret. Som en konsekvens av att dislokationerna måste röra sig antingen genom eller runt dessa hinder, ökar materialets hållfasthet, speciellt sträckgränsen. Konsekvensen av allt detta är att högre temperatur krävs för segt uppförande hos materialet.

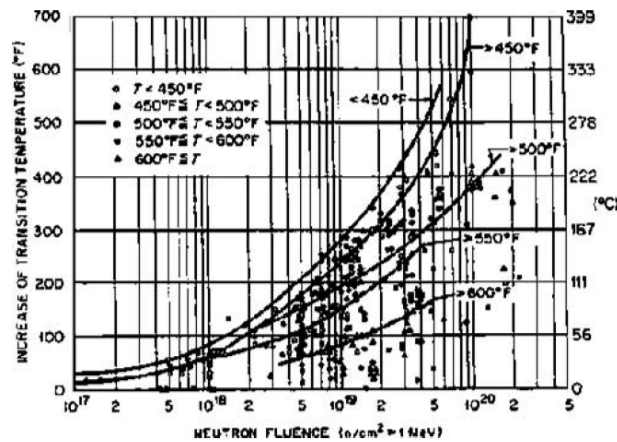
För segt uppträdande hos materialet gäller att materialet deformeras plastiskt under deformation samt att en sprickas utbredningshastighet ofta är låg. I ett sprött material däremot sker brott med mycket liten plastisk deformation. Utbredningshastigheten för en initierad spricka i ett sådant material är ofta mycket hög. Det betyder att om en spricka uppstår i ett sprött material minskar säkerhetsmarginalerna för att ett genomgående brott ska uppstå.⁴

Med bakgrund av ovanstående resonemang har förändringen i omslagstemperatur från segt till sprött uppförande hos materialet för obestrålat respektive bestrålat utvecklats som ett mått på bestrålningsförsprödning. I litteraturen benämns ofta förändringen i omslagstemperaturen DBTT (ductile to brittle transition temperature). Förändringen i omslagstemperaturen definieras mot en referenstemperatur RT_{NDT} . Figur 5 illustrerar hur förändringen i omslagstemperaturen skiljer sig åt för obestrålat respektive bestrålat material i en så kallad "Charpy graf". Denna graf kan konstrueras efter resultat från slagprovning. Från figuren kan utläsas att omslagstemperaturen är högre för bestrålat material än för obestrålat material som provats under samma förutsättningar. Ett annat mått, som också kan erhållas från slagprovningen för att utvärdera bestrålningsförsprödning är USE (upper shelf energy) USE är mängden absorberad energi vid helt segt brott. När materialet utsätts för bestrålning sänks nivån för USE. Ett annat mått är LSE, (Lower shelf energy) som motsvarar energin som absorberas vid helt sprött brott. Till skillnad från USE, verkar inte LSE ändras av bestrålning utan verkar snarare utgöra en materialparameter.^{5,8} Framtagande av Charpy grafer såväl som proceduren och principen för slagprovningen står att läsa i avsnitt 2.1.3 Utvärdering.

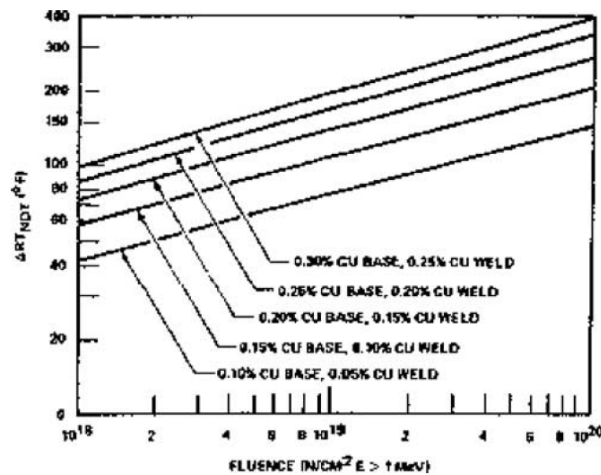


Figur 5 *Principskiss över förändringen i seghet hos obestrålat och bestrålat material som erhålls från Charpy-V slagprovning.*

Kopparhalt och bestrålningstemperatur utgör faktorer som bidrar till graden av försprödning. Effekten av olika bestrålningstemperaturer samt materialets kemiska sammansättning med avseende på koppar visas i Figur 6 respektive Figur 7. Ur Figur 6 kan utläsas att högre bestrålningstemperatur medför att omslagstemperaturen inte ökar lika mycket med ökande stråldos som vid en lägre bestrålningstemperatur. Den högre bestrålningstemperaturen medverkar till att de bildade vakanserna och interstitialerna till högre grad rekombineras och återgår till grundtillståndet. Figur 7 visar att omslagstemperaturen ökar med ökande fluens. Störst är ökningen för material med högre kopparhalt. Sambandet mellan materialets kopparhalt och försprödning identifierades tidigt. Som en följd av detta infördes tidigt restriktioner avseende kopparhalter i reaktortankmaterialet i internationella standarder.⁹



Figur 6 *Bestrålningstemperaturens inverkan på omslagstemperaturen som funktion av fluens.^c*



Figur 7 *Inverkan av materialets kopparinnehåll på omslagstemperaturen som en funktion av fluens.^d*

2.1.2 Mekanism

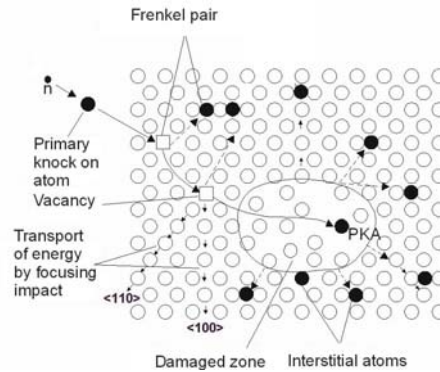
Initiering

Atomerna som bygger upp materialet är ordnade i en gitterstruktur där atomerna är ordnade i olika kristallplan. Under bestrålningen kolliderar neutroner från hårdnen med atomerna som bygger upp materialet. Om energin som överförs i kollisionen överstiger atomens förskjutningsenergi, lämnar atomen sin plats och rör sig genom gittret. Dessa atomer kallas för "primary knock-on atoms", PKAs. Genom interaktioner med elektroner eller kollisioner med andra atomer saktas de bildade PKAs ner och skapar "secondary knock-on atoms", SKAs. Det är först i detta skede som skadan i gittret blir mätbar och därmed märkbar eftersom tiden och utbredningen är längre och större.

^c P. Efsing, C. Jansson, T. Mager et al, Journal of ASTM International, Vol 4, No.7, 2007, s.3

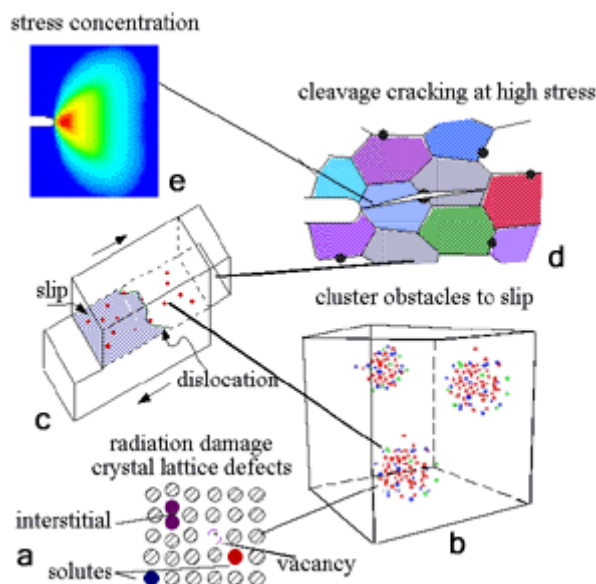
^d P. Efsing, C. Jansson, T. Mager et al, Journal of ASTM International, Vol 4, No.7, 2007, s.3

Dessa kan i sin tur interagera och kollidera ytterligare och skapa en serie av atomförskjutningar vilket resulterar i en kaskadbildning.⁵ Det initiala förloppet med PKAs, SKAs och kaskadbildning illustreras i Figur 8.



Figur 8 PKAs och dess väg genom gittret^e

I den beskrivna processen bildas områden med hög respektive låg atomdensitet, så kallade interstitiella positioner och vakanser. Omkring 2/3 av de bildade defekterna försvinner genom rekombination av interstitialer och vakanser medan resten skapar permanenta förskjutningar. De kvarvarande förskjutningskaskaderna består typiskt av en kärna rik på vakanser omgiven av ett skal med interstitialer. Det är ej möjligt att experimentellt studera detta skede på grund av att livstiden för den primära skadan är i storleken picosekunder och dess utbredning nanometer. Istället används simuleringsmodeller grundade på exempelvis molekylär dynamik för att förstå förloppet.^{5,8} Det initiala skedet illustreras i bild a i Figur 9.



Figur 9 Överskådlig bild för den grundläggande processen bakom bestrålningsförsprödning.^f

^e <http://www.hindawi.com/journals/stni/2011/534689/fig1/> 2011-06-01

Defekter

De kvarvarande vakanserna och interstitialerna från PKA och SKA bildar kluster vilket illustreras i bild b i Figur 9, dessa kan utvecklas vidare och bilda mer permanenta defekter, det vill säga defekter som får inverkan på materialets hållfasthetsegenskaper.

Defekterna som leder till förändrade hållfasthetsegenskaper är i huvudsak av tre olika typer, nämligen utskiljningar som anses lämna störst bidrag till processen, matrisdefekter och exempelvis segring av ämnen såsom fosfor till korngränserna. Utskiljning av element såsom koppar, nickel, mangan och kisel sker genom att elementen diffunderar genom materialet via vakanser. Det är en process som förekommer även i obestrålat tillstånd. Diffusionshastigheten ökar under bestrålning eftersom bestrålningen ger upphov till ett flöde av atomer som är större än det flöde som är naturligt förekommande. När det råder hög koncentration av vakanser i materialet sker slumpvis diffusion av elementen, när exempelvis en diffunderande kopparatom möter en annan kopparatom kommer de att binda till varandra. Denna process fortsätter vilket resulterar i att större utskiljningar och agglomerat bildas och att element såsom koppar utarmas från matrisen, det vill säga den ordinarie fasen som bygger upp metallen. Ett materials sträckgräns, alltså den spänning som krävs för plastisk deformation av materialet ska ske, kan förenklat uttryckas vara en funktion av rörelsen av dislokationer genom gitterstrukturen. Om denna rörelse hindras av till exempel en utskiljning så krävs mer energi, det vill säga högre spänning, för att komma förbi hindret vilket resulterar i att materialets hårdhet ökar.⁸

Mekanismen bakom matrisdefekterna är mindre känd än den för utskiljningsprocesserna. Det är troligt att matrisdefekterna består av komplex av vakanser och lösta ämnen (eng. solutes). Också dessa anses bidra till deformationshårdnandet av materialet genom att dislokationsrörelserna hindras, dock främst efter höga doser.

Hela tiden sker en viss återdiffusion och rekombination av vakanser och interstitialer. Kinetiken för denna process är framförallt en funktion av temperaturen.⁸ Påverkan på materialet är summan av de olika processerna.

Utskiljning av koppar är den faktor som påverkar sträckgränsen i störst utsträckning då materialets kopparhalt överstiger 0.1%. Utskiljning av de kopparrika faserna sker med högst hastighet vid lägre doser. Efter högre dos mättas processen som en följd av utarmning av koppar i basmaterialet. Processen mättas gradvis i takt med att kopparatomerna förbrukas. I omslagsområdet avtar dosens relativa inverkan på försprödningen av materialet för att vid en viss dos i princip helt avta. Utifrån ett internationellt perspektiv har de svenska reaktortankar låg kopparhalt, kopparhalten ligger väl under gränsvärdet i Reg. Guide 1.99 rev 2.^{10,11}

Redan tidigt utformades riktlinjer för den maximala kopparhalten i tankmaterial (~1970 US-NRC). I och med det starka bidraget från koppar kom effekterna av andra ämnen att överskuggas. Synergieffekter mellan

^f G.R. Odette, G.E. Lucas, Journals of the Minerals, Metals and Materials Society, 53(7) (2001), s.19

koppar och nickel har identifierats. Det har visat sig att nickel och mangan anrikas vid de kopparrika defekterna vilket får som konsekvens att utskiljningens volym ökar. Vilket i sin tur bidrar till försprödningsprocessen.⁸

Halterna av nickel och mangan har på senare år identifierats som faktorer av betydelse, även vid låg kopparhalt, för de mekaniska egenskaperna vid högre fluenser (doser $> 5 \cdot 10^{19}$ n/cm²). Enligt termodynamiska beräkningar kan nickel- och manganrika faser uppträda.⁸ Låg temperatur och låg kopparhalt och hög fluens gynnar uppkomsten av dessa faser. Eftersom effekterna av de höga halterna av nickel och mangan upptäcktes först efter relativt höga fluenser benämns de i litteraturen som "late blooming phases". Halterna av nickel och mangan i materialet är i de fall där mekanismen börjat göra sig till känna tillräckligt höga för att kunna bidra linjärt till försprödningsprocessen under hela drifttiden. Någon mättnad är alltså inte att förvänta som i fallet med kopparförsprödning.^{5,8,9} Namnet "late blooming phases" kan anses missvisande eftersom fenomenen även existerar vid låga doser, ett bättre begrepp är linjärt beroende fenomen med genomslag vid höga doser. Mekanismen bakom bestrålningsförsprödning består av flera parallella processer i materialet. Initialt är det fosforsegring och matrisdefekter som bildas och blir den dominerande processen. Efter det kopparutskiljningar som tillsammans med nickel, mangan och kisel är dominanta. Mekanismen och verkan är idag studerad. Dock är det ett debatterat ämne och ytterligare forskning krävs för att skapa en mer strukturerad förståelse.^{9,12}

Det som händer i materialet när de bildade utskiljningarna och matrisdefekterna som beskrivits ovan utvecklas är att dislokationsrörelsen genom gittret hindras (Figur 9 bild c) Dislokationerna måste antingen röra sig runt eller genom områdena med defekter. När dislokationsglidningen försvåras måste mer energi tillföras för att få motsvarande grad av dislokationsrörelse vilket får som konsekvens att högre spänningar uppstår. (Figur 9 bild d) Detta leder vidare till att materialets sträckgräns ökar. Konsekvensen blir minskad seghet, det vill säga försprödning av materialet. Om en spricka uppkommer i detta område finns risk för sprödningsbrott. Bild e i Figur 9 illustrerar spänningskoncentrationen framför en defekt i den plastiska zonen.⁸

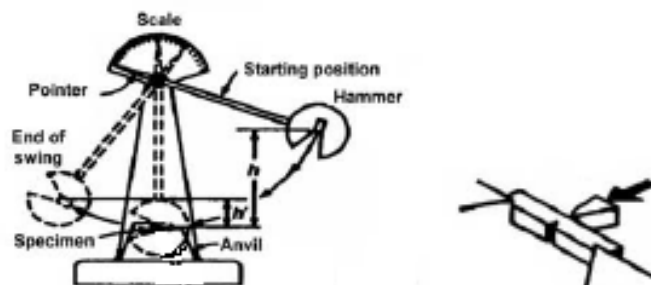
2.1.3 Utvärdering

Mot bakgrund av att bestrålningsförsprödning är ett välkänt degraderingsfenomen utvecklades i världen redan tidigt program för att utvärdera effekterna av denna mekanism. I Sverige återfinns rekommendationer kring hur denna utvärdering genom surveillanceprogram ska utföras i Strålsäkerhetsmyndighetens (SSM) allmänna råd till författningen. Denna procedur är mycket lik den amerikanska lagstiftade proceduren. Båda dessa utgår från standarden ASTM E-185-82 och 10CFR50 Appendix H.⁹

Varje svensk reaktor har ett eget surveillanceprogram att följa. Programmen bygger på att 3-8 uppsättningar av prov i samma material som reaktortanken, basmaterial respektive värmepåverkat material samt svetsgods placeras i speciella kapslar i reaktortanken. Varje uppsättning av prov ska plockas ut vid en speciell tidpunkt som är fastställd i surveillanceprogrammet för utvärdering. Proverna placeras närmare härden

än tankmaterialet, vilket idealt får som konsekvens att proverna utsätts för högre neutronflöde och därmed ligger före i tiden. Man brukar säga att proverna har en "lead-faktor". Det är med andra ord möjligt att förutspå hur materialets hållfasthetsegenskaper kommer förändras med tiden. I de flesta reaktortankarna har proverna placerats så att de vid tidpunkten för uttag av kapseln ska kapseln ha mottagit en stråldos motsvarande EOL (End Of License). För varje gång som en kapsel plockas ut från reaktorn så bör proverna bättre spegla tankens tillstånd vid EOL eftersom lägre flöden under en längre tid kan påverka materialet annorlunda jämfört med högre flöden under en kortare period.⁹

För att kvantifiera förändringen i omslagstemperatur används slagprovning med Charpy V provstavar. I testet bestäms hur mycket energi som absorberas när provet går av, den absorberade energin är ett indirekt mått på materialets seghet. Utrustningen består av en pendel som faller mot provet i nivån med anvisningen (se Figur 10 för skiss över utrustning samt prov). Den av provet absorberade energin avläses ur förändringen i lägesenergi hos pendeln.⁵



Figur 10 Till vänster skiss över slagprovsanordning. Hur högt hammaren når efter att provet har slagits sönder är en funktion av energin som krävs för att klyva provet. För ett sprödare prov krävs mindre energi varvid hammarens slutposition är högre upp. Till höger visas prov med anvisning.⁹

För att erhålla god jämförbarhet i resultatutvecklingen är det av vikt att mätningarna sker på samma sätt vid varje provningstillfälle. Varje kärnkraftsnation har vanligen ett laboratorium med en särskild utrustning där provningarna utförs. De svenska surveillanceproverna måste utvärderas på ett ackrediterat laboratorium.¹³

Förändringen i omslagstemperaturen från segt till sprött uppförande hos materialet sätts i relation till ett referensvärde.⁵ Den absorberade energin plottas sedan som funktion av omslagstemperatur på form som i Figur 5. Ett annat tillvägagångssätt för att utvärdera tankmaterialet består i konstruktion av masterkurvor där brottsegheten plottas som funktion av temperaturen. För att utforma kurvorna behövs mindre referensmaterial än för klassiska Charpy-kurvor eftersom de är uppbyggda utifrån statistiska beräkningar. Mindre

⁹ IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.11, Integrity of reactor pressure vessel in Nuclear Power Plants: Assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels, 2009, s.27

provbitar samt provbitar med annan geometri kan också användas eftersom kompensation för geometri ingår i beräkningarna. Det är möjligt att tillverka provstavar från bitar som genomgått slagprovning.⁸ Konstruktion av masterkurvor anses kunna utgöra ett bra komplement till den ordinarie Charpy-datan, särskilt i de fall där surveillanceproverna är få.¹⁴ I vissa reaktorer finns så kallade brottmekaniska provstavar (till exempel Compact tension, CT) som gör det möjligt att direkt bestämma materialets brottseghet.

2.1.4 Påverkan på drift och säkerhet

Bestrålningsförsprödning resulterar i ökad sträckgräns och minskad seghet. När dessa parametrar förändras påverkas vilken typ av brottsmekanism som sker. Om en defekt propagerar igenom hela reaktortanksväggen kan den strukturella integriteten hos tanken hotas. I en reaktortank får de inre delarna den högsta bestrålningen. Längre ut minskar bestrålningsnivån, det vill säga, materialets seghet ökar. En från insidan initierad defekt får alltså svårare att propagera när den kommer längre ut i den omkring 150 mm (BWR) eller 200 mm (PWR) tjocka tankväggen. I bästa fall leder det till att defekten inte kan växa längre, avstannad tillväxt (eng. crack arrest).¹³

Reaktortankens funktion är att omsluta den aktiva härden samt att fungera som behållare för det kyl och moderingsmedium som används. Denna funktion kan hotas om mer vatten läcker ut än vad som kan tillföras till reaktortanken. Om vattnet inte täcker härden blir konsekvensen överhettning. Sannolikheten för att detta scenario ska uppstå är extremt låg.^{15,16}

2.2 Bestrålningseffekter på austenitiska material

En mängd olika fenomen och processer sker i materialet när det utsätts för bestrålning. En del av fenomenen kan ske i obestrålat tillstånd, vid bestrålning accelereras eller förstärks ofta en sådan process. Trots att det är många fenomen som kan leda till olika typer av förändrade materialegenskaper och degradering som kan uppträda i bestrålat austenitiskt material så är samlingsnamnet som används bestrålningsassisterad spänningskorrosion (IASCC, Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking). Den förhöjda tendensen till degradering kan ge en högre tillväxthastighet eller kortare tid innan sprickan initieras jämfört med hur materialet skulle uppföra sig utanför härden. Bestrålningen har inverkan på såväl materialet som vattenkemin vilket får som konsekvens att faktorer både på ytan av materialet och i materialets mikrostruktur bidrar till IASCC. Fenomenet är beroende av kombinationen av bestrålning, spänning och korrosiv miljö.

Fenomenet uppträder i alla typer av kärnkraftsreaktorer där austenitiska material ingår och har störst betydelse för komponenter eller delar som utsätts för högst neutronflöde och fluens. För BWR kan härdgaller nämnas medan så kallade baffelskruvar utgör exempel för PWR. Exempel på delar i anläggningen som berörs av IASCC sammanfattas i Tabell 4 tillsammans med faktorer och konsekvenser. Både olika bestrålningsparametrar och materialets kemiska sammansättning utgör faktorer som påverkar IASCC. Till bestrålningsparametrarna hör bestrålningstemperatur, fluens, flux och spektrum. För definition av begreppen se Tabell 2. De ämnen som har störst betydelse för materialets känslighet för IASCC verkar vara krom, nickel, kisel och fosfor. Förändringar och konsekvenser som uppkommit i bestrålat austenitiskt material som en trolig följd av strålningen som materialet utsatts för är förändrad mikrostruktur, förhårdnande, segring samt svällning och krypning samt interkristallin spänningskorrosion.

Neutront dosen som komponenterna erhåller ökar med drifttiden. Eftersom känsligheten för IASCC ökar med ökande dos är det sannolikt att frekvensen för skadefall orsakad av bestrålningsaffekter ökar med reaktorernas drifttid. Exempelvis ökar känsligheten för interkristallina brott i austenitiskt rostfritt stål i BWR-miljö efter en stråldos som motsvarar 0.7 dpa ($5 \cdot 10^{20}$ n/cm²).¹⁷

Tabell 4 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av bestrålningseffekter på austenitiska material.

Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
Interndelar	Bestrålningsparametrar	- Förändrad mikrostruktur - Bestrålningshårdnande - Bestrålningssassisterad segring - Bestrålningssassisterad svällning och krypning - Interkristallin spänningskorrosion
- Härdgaller (BWR) - Moderatortank (BWR) - Baffelskruvar (PWR) "Formers" (PWR) "Core barrel" (PWR) - Instrumentledrör (BWR,PWR)	- Temperatur - Fluens (tid) - Flux - Spektrum	
	Kemisk sammansättning	
	- Krom - Nickel - Kisel - Fosfor (Bor, svavel) - Vattenkemi (Korrosionspotential)(BWR)	

En av utmaningarna för förståelsen av bestrålningseffekter på austenitiska material är att kartlägga förhållandet mellan bestrålningssassisterade förändringar och degraderingsprocesser. Förståelse för sambandet banar väg för ökade kunskaper om åtgärder som kan hindra eller mildra processen. Idag finns en relativt omfattande mängd experimentella data tillgängligt. Dock saknas data för material som mottagit doser motsvarande 80 års bestrålning samt material från tjockväggiga komponenter.^{18, 20}

2.2.1 Effekter ur materialintegritetsperspektiv

När ett material bestrålas med snabba neutroner minskar dess brottseghet. Försämringen av brottsegheten innebär att materialets motståndskraft mot instabil sprickpropagering minskar. Hårdheten hos ett material är en viktig parameter för materialets sprickkänslighet. Sprickkänsligheten ökar med ökad hårdhet hos materialet. "Slow strain rate tensile test", SSRT-provning, på material med samma hårdhet där hårdnandet åstadkommit med bestrålning eller kallbearbetning, samt en kombination av bestrålning och kalldeformation, visar att känsligheten för sprickning ökar med ökande dos. Det betyder att den bestrålade mikrostrukturen i sig och inte hårdheten verkar vara av betydelse för IASCC. Interkristallina defekter kan uppträda i obestrålat material om förutsättningarna är de rätta. Vid bestrålningen ökar materialets känslighet för interkristallin spänningskorrosion. Såväl initiering och propagering av interkristallin spänningskorrosion ökar med ökande dos. Ytterligare effekt av bestrålningen är svällning. Svällningen kan leda till ökade spänningar och ökad tendens för skador.¹⁹

2.2.2 Mekanism

Mikrostruktur

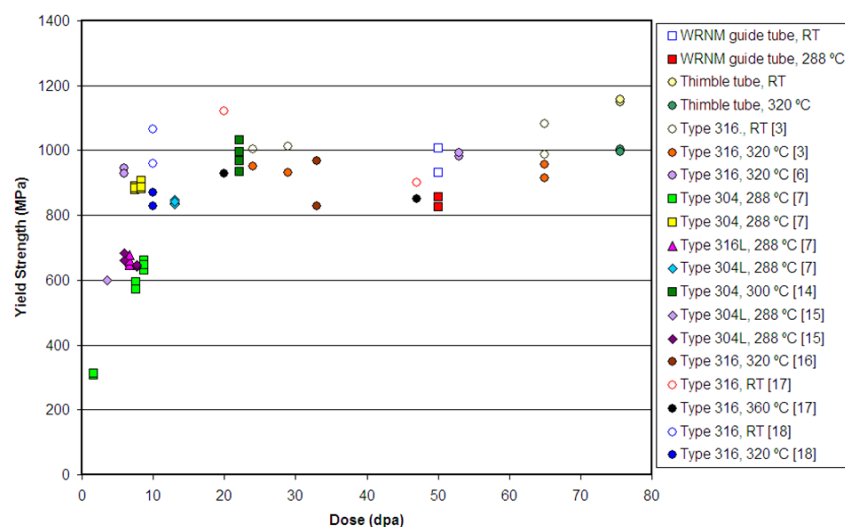
Under LWR-förhållanden består de dominerande defekterna i mikrostrukturen av vakans- och interstitialkluster samt Frank dislokationsloopar.¹⁹ Analys av material som bestrålats till över 33 dpa ($2.31 \cdot 10^{22}$ n/cm²) visar att eventuella defekter som fanns från början som följd av kallbearbetning helt försvunnit.²⁰

De större partiella dislokationslooparna (faulted dislocation loops) kärnbildas och växer som ett resultat av interstitialernas höga mobilitet. Loop-storleken och loop-tätheten ökar ända till absorptionen av vakanser och interstitialer, vid exempelvis sänkor såsom dislokationslinjer och korngränser, tar ut varandra. När detta inträffar uppstår mättnad i strukturen. Looptätheten tenderar att mättas vid 1 dpa ($7 \cdot 10^{20}$ n/cm²) medan loop-diametern tillväxer upp till doser om 3-5 dpa ($2.1 \cdot 10^{21}$ n/cm² - $3.5 \cdot 10^{21}$ n/cm²).¹⁹ Även en stor mängd av små kaviteter i nanostorlek är närvarande i material som utsatts för hög dos. Dessa kan utvecklas till heliumfyllda hålrum.²⁰

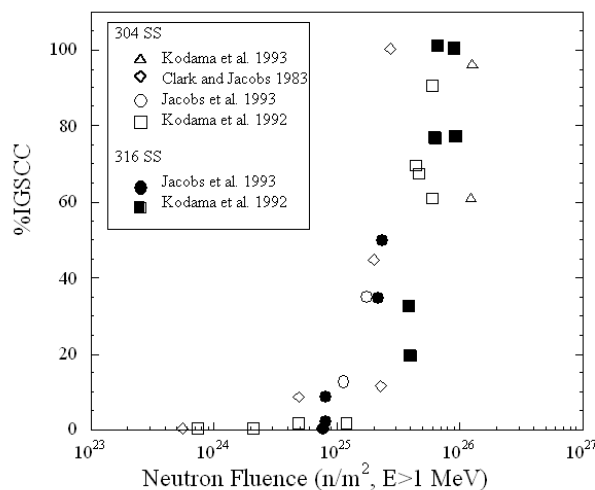
Bestrålningshårdnande

Hårdnande av legeringen är en konsekvens av den förändrade mikrostrukturen genom att dislokationslooparna interagerar elastiskt med dislokationsnätverket under en pålagd last. Detta resulterar i förhöjd sträckgräns hos legeringen. Förhöjd sträckgräns kan även medföra minskad duktilitet och brottseghet. I Figur 11 visas sträckgränsen som funktion av dos för olika rostfria stål. Ur denna figur kan utläsas att sträckgränsen stabiliserar sig runt 1000 MPa vid doser högre än cirka 10 dpa ($7 \cdot 10^{21}$ n/cm²). Detta indikerar att mättnad för bestrålningshårdnandet inträffar vid cirka 5-10 dpa ($3.5 \cdot 10^{21}$ - $7 \cdot 10^{21}$ n/cm²).¹⁹

Det finns olika modeller som beskriver sambandet mellan bestrålningshårdnandet och mikrostrukturen. En av modellerna kallas "dispersed barrier hardening model" och där är loop-tätheten och loop-diametern beroende faktorer.¹⁹ I Figur 12 visas sambandet mellan initierad spänningskorrosion och neutrondos uttryckt i neutronfluens per kvadratmeter. Någon tröskel vid 5-10 dpa, motsvarande $\sim 10^{25}$ - 10^{26} n/m² verkar inte inträffa för känsligheten för spänningskorrosion. Hårdnandet utgör alltså en viktig faktor för IASCC, dock är det inte den enda faktor som styr degraderingen. Detta har konstaterats i experiment där hårdheten hos material med olika grad av kallbearbetning och bestrålning utvärderats. Om hårdheten skulle ha utgjort den enda faktorn skulle det finnas ett konstant beroende mellan känsligheten för interkristallin spänningskorrosion och kallbearbetning respektive dos.²¹



Figur 11 Sträckgräns som funktion av neutrondos för olika typer av rostfritt stål. Mättnad i bestrålningshårdnandet uppstår vid cirka 10 dpa ($7 \cdot 10^{21} \text{ n/cm}^2$).^h



Figur 12 Känsligheten för interkristallin spänningskorrosion som funktion av stråldosen.ⁱ (1 dpa motsvarar $\sim$ fluensen $7 \cdot 10^{21} \text{ n/cm}^2 = 7 \cdot 10^{25} \text{ n/m}^2$)

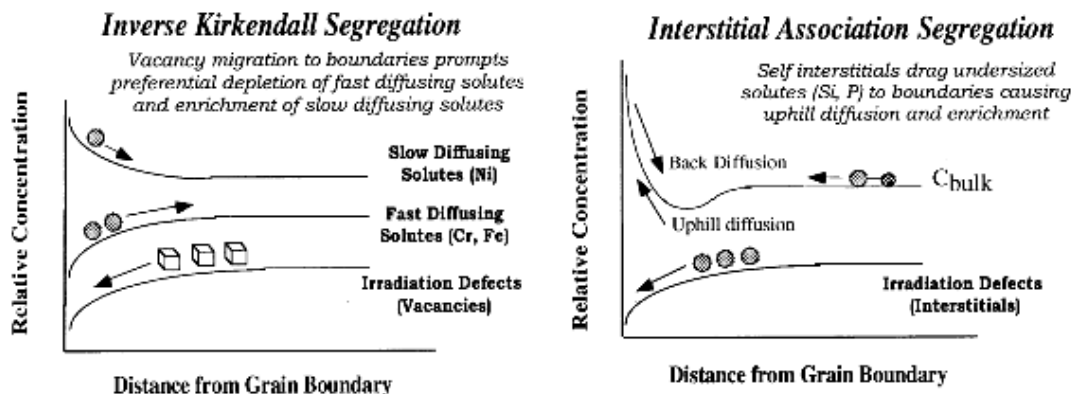
Bestrålningsassisterad segring

Segring innebär att olika ämnen i materialet förflyttar sig i materialet. Konsekvensen av segring kan bli en ojämnhet i fördelning av ämnen i olika områden, till exempel vid korngränser. Vilka ämnen som finns vid korngränserna har betydelse för känsligheten för spänningskorrosion.

Vid bestrålningsassisterad segring sker en ojämnhet i fördelning av element till sänkor såsom korngränser som en följd av flödet av vakanser och interstitialer i strukturen. Denna segring leder till antingen anrikning eller utarmning av legeringsämnen vid sänkorna. Beroende på diffusionshastigheten hos elementen i jämförelse med vakanserna och interstitialerna sker anrikning eller utarmning. Element som diffunderar långsammare än vakanserna anrikas medan de som är snabbare utarmas. Det har visat sig att segringen ökar med stråldosen upp till ett mättnadsvärde. Mättnad sker när den största andelen av partiklar som kan segra så har gjort. Segringen kan exempelvis beskrivas med de två olika modellerna, "Inverse Kirkendall Segregation" och "Interstitial Association Segregation" vilka illustreras i Figur 13.¹⁹

^h A. Jenssen, P. Efsing, B. Forsgren et al., Examination of Highly Irradiated Stainless Steels from BWR and PWR Pressure Vessel Internals, Frontevraud 7, 26-30 Sept. 2010, s.11

ⁱ G. S. Was, P.L. Andresen, ASM Materials Handbook, Volume 13B Corrosion, Section 5-A3, Effects of Irradiation on Corrosion and SCC in LWRs, 2010, s.4



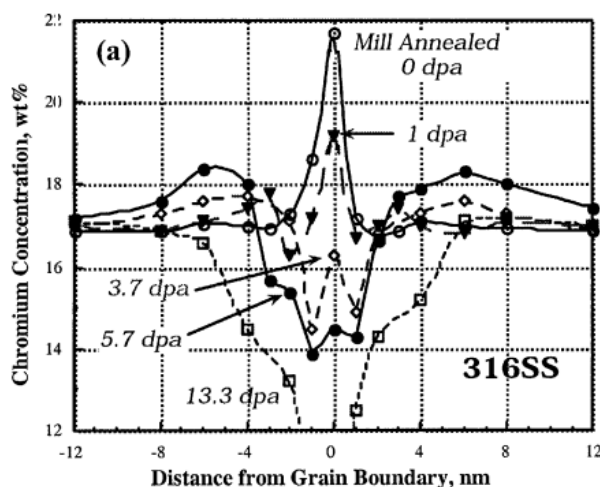
Figur 13 Mekanism för bestrålningassisterad segring enligt modellerna "Inverse Kirkendall Segregation" och "Interstitial Association Segregation"^j

Interna delar består vanligen av olika austenitiska legeringar. Av legeringsämnena tenderar krom till att utarmas från korngränserna medan nickel anrikas. Järn kan både anrikas och utarmas. Vilken av processerna som dominerar verkar vara beroende av fördelningen av de andra elementen. Även spårämnena i legeringarna kan segra när materialet bestrålas. Mangan och molybden tenderar till att utarmas medan fosfor och kisel anrikas. Små element som kol, bor och kväve skulle också kunna påverkas av bestrålningsassisterad segring. Anrikning av bor vid korngränserna som sedan aktiveras och bildar helium skulle kunna leda till svällning av materialet. En sådan effekt är svår att bevisa eftersom det är svårt att mäta dessa ämnen.²¹

Tunnare kromprofil vid korngränserna, det vill säga området där krom lokaliseras vid korngränsen, leder generellt till högre tendens för uppkomst av korrosionsangrepp och sprickor. Figur 14 visar koncentrationsprofilen av krom vid korngränsen för obestrålat material samt material bestrålat vid olika doser. För obestrålat material är krom anrikat vid korngränserna. Vartefter dosen ökar utarmas krom. I obestrålat tillstånd kan halten krom vid korngränserna uppgå till 22 %. Efter 5,7 dpa bestrålning är motsvarande halt 14 %.¹⁹

Kromutarmning har visat sig att främst bidra till IASCC i oxiderande miljö. Det vill säga i normal vattenkemi (NWC) i BWR.²¹ Under vätekemi (HWC) eller i PWR-miljö verkar denna mekanism ej lämna bidrag. Sammanfattningsvis verkar utarmning av krom vara en viktig men ej nödvändig faktor för IASCC. Kisel segtrar kraftigt till korngränserna. Från experimentella data kan ett samband mellan anrikning av kisel och IASCC i både BWR- och PWR-miljö ses. Effekten av bestrålningsassisterad segring av andra ämnen än krom och kisel för IASCC verkar ej vara av större betydelse. Huruvida dessa samband gäller eller om det är någon annan faktor som är ansvarig för tendensen för IASCC återstår att bestämma.²¹

^j S.M. Bruemmer, E.P. Simonen, P.M. Scott et al, Journal of Nuclear Materials 274 (1999) pp. 299-314



Figur 14 Koncentrationsprofilen för krom vid olika avstånd till korngränserna^k

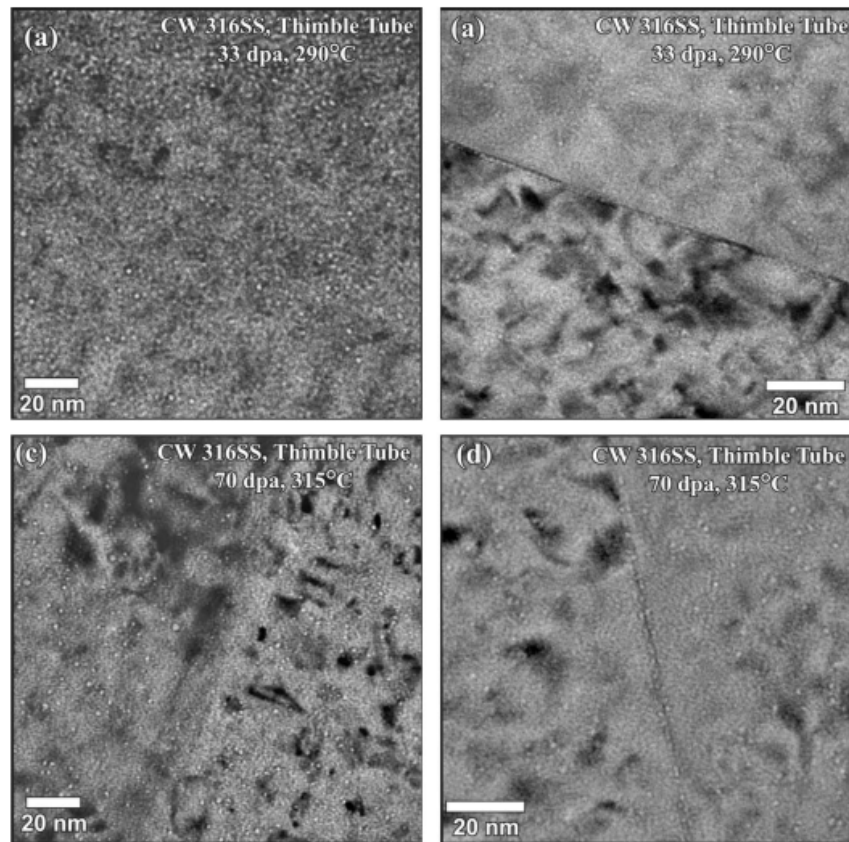
Transmutation

Några ämnen kan genomgå transmutation till andra ämnen när de utsätts för neutroner med särskild energi. ^{10}B är ett ämne som kan omvandlas till ^4He och ^7Li under LWR-förhållanden. Denna transmutationsreaktion upphör i takt med att ^{10}B i materialet förbrukas. En alternativ källa till helium sker via bildandet av ^{59}Ni från reaktionen från kärnreaktioner mellan termiska neutroner och ^{58}Ni .¹⁷ Denna aktivering kräver neutroner med högre energi vilket betyder att omvandlingen är långsam under LWR-förhållanden. Aktivering av nickel sker dock med hög hastighet i snabbreaktorer och effekten kan bli stor eftersom nickel finns i hög halt i materialet i relation till exempelvis bor.

Figur 15 visar TEM-bilder av thimble-tuber som bestrålats till 33 dpa ($2.3 \cdot 10^{22} \text{ n/cm}^2$) respektive 70 dpa ($4.9 \cdot 10^{22} \text{ n/cm}^2$). Bilderna visar på förekomsten av en betydande mängd kaviteter av nanostorlek. Dessa innehåller troligtvis helium och väte.²⁰

Helium i materialet kan i slutändan leda till svällning och att sprickor uppkommer. Bakgrunden till detta är att helium har låg löslighet i austenitiskt material vilket leder till att helium samlas i hålrum istället för att fördelas jämnt i materialet. Ökad mängd helium i materialet kan leda till att antalet hålrum ökar samt att mängden helium i varje hålrum blir större.¹⁷ När trycket i de heliumfyllda hålrummen blir tillräckligt högt är det sannolikt att materialet sväller eftersom atomerna i gittret nära en hålrum förskjuts.²¹ Det har i försök från snabbreaktor visats att rostfritt stål av typ 304 och 316 sväller med olika hastighet. Det kan resultera i att spänningar uppstår i konstruktioner som innehåller en kombination av de olika materialen.²² Vid vilken dos som svällning kan uppkomma efter bestrålning under LWR-förhållanden är idag okänt eftersom det inte med säkerhet går att fastställa om mekanismen och kinetiken är översättbar från försöken med snabbreaktorer.¹²

^k, S.M. Bruemmer, 10th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems, Aug. 5-9, 2001



Figur 15 TEM-bilder av thimble-tuber bestrålade till 33 respektive 70 dpa ($2.3 \cdot 10^{22}$ respektive $4.9 \cdot 10^{22}$ n/cm²).¹

Deformation

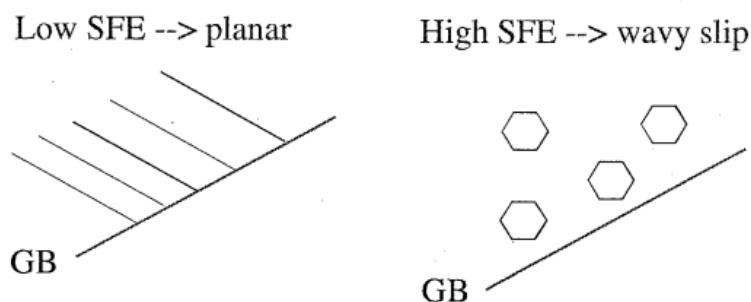
Ett material deformeras plastiskt när dislokationer rör sig i kristallplanen. När deformation sker enligt så kallad plan glidning rör sig dislokationer längs väl definierade deformationslinjer som slutar vid korngränserna. Denna typ av glidning illustreras i den vänstra bilden i Figur 16 med rätta linjer som slutar i korngränsen. Vid denna typ av deformation sker en ansamling av dislokationer vid korngränserna vilket kan bli initieringspunkter för IASCC, se vidare resonemang nedan.

Vid vågig glidning däremot finns inte samma distinkta deformationslinjer. Deformationen sker snarare i kornen och når inte korngränsen i större utsträckning. Denna typ av glidning visas på den högra bilden i Figur 16.

En parameter som kopplats samman med huruvida glidning sker plant eller vågigt är staplingsfelsenergi. Staplingsfel är ett mått på hur atomlagren i planen skiljer sig mot en perfekt struktur. Vid högre staplingsfelsenergi är tendensen större för vågig glidning. Det beror på att det finns fel i strukturen som hindrar dislokationerna från att följa den perfekta strukturens raka kristallplan och därmed deformationslinjer. Det är i material med låga

¹ D.J. Edwards, F.A Garner, S.M. Brummer et al., Journal of Nuclear Materials. 384 (2009) s.252

staplingsfelsenergier som plan glidning verkar vara den dominerande glidningsmekanismen.¹⁹ Korrelationen mellan IASCC och staplingsfelsenergier bygger på beräkningar och inte experimentellt bestämda samband vilket betyder att sambandet enbart kan betraktas som en möjlig teori bland andra.¹²



Figur 16 Illustration över plan respektive vågig glidning i närheten av korngräns.^m

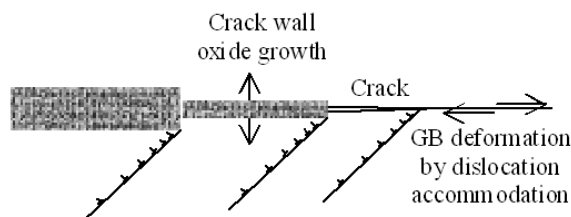
Även förändringar i mikrostrukturen som en följd av bestrålningen verkar spela roll för deformationssättet genom att smala dislokationskanaler, tunnling, bildas när mikrostrukturen bestrålas. De smala dislokationskanalerna leder till att glidningen får en mer plan karaktär vilket i sin tur leder till att dislokationerna koncentreras till korngränserna.¹⁹

En interkristallin spricka kan initieras när det blir en hög koncentration av dislokationer vid korngränsen. En annan möjlig situation är att spänningarna vid korngränserna kan orsaka att oxiden vid korngränsen bryts varvid den underliggande metallen kan utsättas för korrosiv miljö. Båda dessa processer kan leda till IASCC. I Figur 17 illustreras hur dislokationsrörelserna kan ha inverkan på oxiden vid korngränserna samt sprickinitiering. De olika "trappstegen" i figuren har identifierats i rostfritt stål av typ 316 genom TEM-undersökningar.

Bestrålningssassisterad spänningskorrosion skulle också kunna uppstå som en konsekvens av att själva korngränsen deformeras genom antingen plan glidning eller flödet av dislokationer genom dislokationskanalerna. Deformationen kan leda till att oxidskiktet skadas och risk för IASCC föreligger.

Sammanfattningsvis verkar både staplingsfelsenergin och den bestrålade mikrostrukturen avgöra huruvida deformation sker med plan eller vågig glidning. Deformationen utgör platser där IASCC genom olika mekanismer kan utgå ifrån.¹⁹

^m G. S. Was, ASM Materials Handbook, Volume 13B Corrosion, Section 5-A3, Effects of Irradiation on Corrosion and SCC in LWRs, 2010, s.29



Figur 17 Schematisk skiss över deformationslinjernas inverkan på IASCC.ⁿ

Bestrålningsskryp

Snabba neutroner orsakar att vakanser och interstitiella positioner uppstår i materialet. Bestrålningsskryp uppkommer som ett resultat av diffusion av de bildade vakanserna och interstitialerna till dislokationer. Detta förstärker den så kallade "climb-to-glide" processen (dislokationerna går runt hinder eller försvinner som en konsekvens av rekombination) som anses vara processen som kontrollerar deformation. Krypning kan leda till stabil relaxation av sekundära spänningar, till exempel svetsegenspänningar eller spänningar i bultar eller fjädrar. Även restspänningar i materialet kan relaxeras.²¹

Vid krypningen i en komponent som utsätts för konstant förskjutning sker glidning vid korngränserna. Denna glidningsprocess kan ha betydelse för initiering och tillväxt av spänningskorrosion. I en spricka bildas oxid i sprickspetsen, oxiden bidrar till att tillväxthastigheten minskas. Vid kryp skadas oxiden och tillväxthastigheten ökar. Beroende på kryphastigheten kan oxiden återhämta sig till olika grad.

Efter en kort tid, när primära och sekundära spänningar fortfarande är höga samtidigt som materialet erhållit en viss dos är risken för sprickning störst. Med fortsatt bestrålning relaxerar spänningarna vilket minskar drivkraften för sprickor. I takt med att relaxation ökar, minskar spänningarna i materialet och därmed risken för SCC minskar trots att deformationen fortsätter. Konsekvensen av detta är att risken för SCC är som störst vid relativt låga neutrodoser (2-3 dpa, $1.4 \cdot 10^{21}$ – $2.1 \cdot 10^{21}$ n/cm²), alltså innan bultar exempelvis relaxerat. För interndelar i både BWR och PWR har det visat sig att om inte sprickor initierats i tidigt skede så verkar sprickor ej heller uppträda senare så länge som inte några andra processer som till exempel svällning förekommer (över 100 dpa, $7 \cdot 10^{22}$ n/cm²). Detta anses bero på att restspänningarna i materialet relaxerar som en följd av bestrålningsskryp.²¹

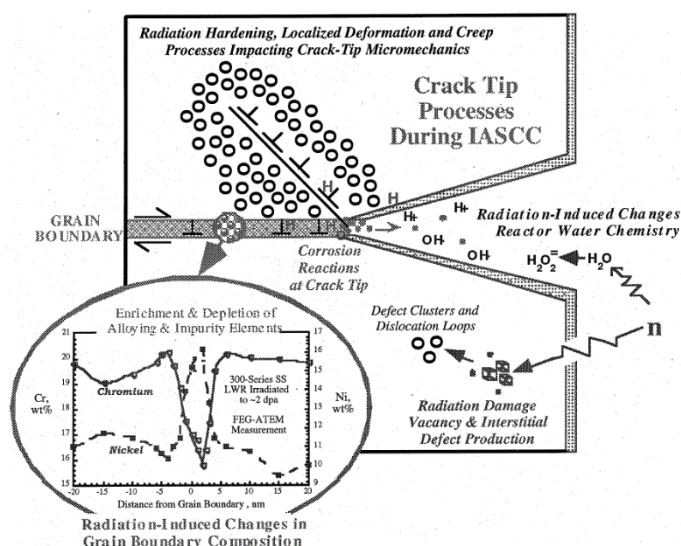
Radiolys

När vatten utsätts för joniserande strålning sönderdelas det till radikaler (e^- (aq), $\cdot H$, $\cdot OH$, $\cdot HO_2$) och molekyler (H_2O_2 , H_2 , O_2), vilka är antingen oxiderande (O_2 , H_2O_2 , $\cdot HO_2$) eller reducerande (e^- (aq), $\cdot H$, H_2). Koncentrationen av radiolysprodukterna är ungefär proportionell mot kvadratroten av bestrålningsflux, det vill säga bestrålningen per tidsenhet och ytenhet, i vattnet. Det är främst det snabba neutronflödet som bidrar till hydrolysen.²³

ⁿ G. S. Was, ASM Materials Handbook, Volume 13B Corrosion, Section 5-A3, Effects of Irradiation on Corrosion and SCC in LWRs, 2010, s.29

De bestrålningsinducerade specierna bidrar till den korrosionspotential (ECP) som råder i systemet eftersom ECP är beroende av koncentrationen av de oxiderande och reducerande ämnena. Vid normalvattenkemi (BWR) anses potentialen främst vara beroende av väteperoxid och korrosionspotentialen för ett sådant system ligger kring +220 mV SHE. Lägre potentialer kan erhållas genom vätedosering till vattnet, nära härden är dock miljön reaktiv även vid vätgasdosering. Experimentellt har konstaterats att spricktillväxten är högre när korrosionspotentialen är högre. Korrosionspotentialen skulle därför kunna utgöra en faktor som bidrar till IASCC. Bestrålningsassisterad spänningskorrosion uppträder dock även vid låga potentialer, exempelvis i PWR där korrosionspotentialen är låg som en konsekvens av PWR vattenkemin. Konsekvensen av detta är att ECP inte är en avgörande faktor men en bidragande faktor för huruvida IASCC kan uppstå eller ej.²¹

Sammanfattningsvis kan det konstateras att bestrålningseffekter i austenitiska material inte enbart är beroende av en faktor eller mekanism. Istället är det flera olika faktorer som bidrar till förändringarna som uppstår i materialet när det utsätts för neutronbestrålning. De olika mekanismerna illustreras i Figur 18.



Figur 18 Sammanfattning av de mekanismer som ger bestrålningseffekter i austenitiska material.^o

2.2.3 Påverkan på säkerhet och drift

Interndelarna har två huvudsakliga funktioner, nämligen att styra kylvattenflödet samt att ge stabilitet till härden. Om bestrålningseffekter orsakar att någon av dessa funktioner påverkas så försämrar säkerhetsmarginalen. Olika komponenter har olika funktioner och bidrar med varierande grad till att säkerheten kan upprätthållas. Nedan följer några tänkbara exempel på när IASCC skulle kunna leda till att interndelarnas

^oS.M. Bruemmer, E.P. Simonen, P.M. Scott et al, Journal of Nuclear Materials 274 (1999) s. 301

funktionalitet minskas. Deformation av härdgaller skulle kunna leda till att styrvastarnas rörelse för att kontrollera kärnreaktionen hindras. Skruvförband som tappar förspänningskraft som en följd av förändrad mikrostruktur skulle kunna leda till att konstruktionen med baffelplåtarna och "formers" påverkas. För att säkerhetsmarginalerna ska påverkas betydligt krävs att en stor del av skruvförbanden tappar förspänningskraft eftersom betydligt fler skruvar finns än som fysiskt krävs för att bära konstruktionen och ge stabilitet till härden. "Core barrel" utgör lateralt stöd för härden samt måste tillåta tillströmning av kylvatten till härden. Om "core barrel" mister någon av dessa förmågor skulle det kunna bidra till att säkerhetsmarginalerna riskeras.^{12,18,24}

2.3 Termisk åldring

Termisk åldring av materialet uppstår som en konsekvens av termiskt aktiverade rörelser i materialet utan extern pålagd last. Avgörande faktorer för huruvida termisk åldring kan ske är temperatur och materialsammansättning. Termisk åldring är en välkänd process som sker med hög hastighet i ferritiska rostfria stål vid temperaturen 475 °C. Temperaturen i LWR-miljö ligger under temperaturen för när fenomenet har betydelse. Dock kan temperaturerna i LWR miljö vara tillräckligt höga för att ändå leda till materialförändringar i de fall ferrithalten är hög samt om processtiden är lång.² Termisk åldring ansågs inte vara en process av betydelse i den ursprungliga livstidsdesignen, men dess betydelse ökar i takt med att förlängd drifttid av reaktorerna planeras.

Tabell 5 visar exempel på delar där termisk åldring kan äga rum tillsammans med bidragande faktorer och dess konsekvenser för materialet. De komponenter som anses mottagliga för termisk åldring är tillverkade av rostfritt gjutgods och svetsförband som båda innehåller en andel ferritiskt material med delvis duplex struktur. Temperatur, tid och kemisk sammansättning samt materialets mikrostruktur är parametrar som påverkar förloppet för termisk åldring. Av dessa utgör ferrithalten i materialet den viktigaste faktorn. Effekterna av termisk åldring har mycket gemensamt med det som sker vid bestrålningsförsprödning, nämligen att materialet erhåller en ökad hållfasthet samt en minskad duktilitet och seghet.

Tabell 5 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av termisk åldring.

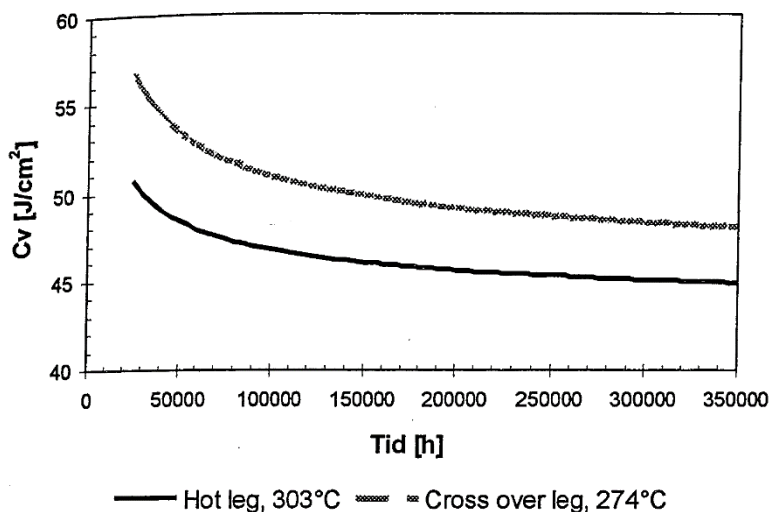
Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
- Rörböjar, ventiler, pumphus av rostfritt gjutgods - Austenitiska svetsförband	- Temperatur - Tid - Kemisk sammansättning - Mikrostruktur	- Ökad hållfasthet - Minskad seghet - Minskad duktilitet

Vid de svenska kärnkraftverken finns på ett flertal ställen komponenter bestående av rostfritt gjutgods med en duplex struktur. Dessa består till största del av austenit men även en mindre mängd ferrit. De ferritinnehållande komponenterna har potential att påverkas av termisk åldring. De gjutna komponenterna används främst för komponenter med komplex geometri.²⁵

Den finns en hel del äldre litteratur tillgänglig som behandlar termisk åldring på en praktisk nivå. I dessa verk är förståelsen för vad som händer i materialet vid LWR driftstemperaturer begränsad. Sedan några år tillbaka pågår studier med mål att i detalj försöka förstå processerna och mekanismerna. De svenska kraftbolagen, Studsvik och SSM finansierar doktorander inom området. En bakgrund till att förståelsen bakom termisk

Åldring varit begränsad är att processen för termisk åldring är mycket långsam under LWR-förhållanden, och att det saknats provningar på relevant material som motsvarar designad eller förlängd drifttid. En annan kan vara svårigheten i att accelerera förloppet i laboratoriemiljö samt att intresset för termisk åldring varit lågt som en följd av att mekanismen inte ansetts bidra till signifikanta materialförändringar inom den designade livstiden.

Det finns några äldre metoder tillgängliga för att förutsäga utvecklingen av termisk åldring uttryckt i slagseghet. Modellerna är på liknande form som ekvationerna för kurvanpassning som brukar användas för slagprov-kurvor. I Figur 19 visas slagsegheten som funktion av tiden för några komponenter från Ringhals beräknade enligt en modell. I modellen ingår faktorer såsom den initiala slagsegheten, maximal slagseghet efter lång tids åldrande, materialets sammansättning samt parametrar där åldringsprocessen normaliseras till 400°C. Vidare ingår en term som motsvarar slagsegheten efter mycket lång tid då mättnad uppnåtts. Slagsegheten vid mättnad anses vara beroende av materialets kemiska sammansättning, materialegenskaper samt gjutningsmetod. I detta läge dominerar sprödbrott över sega brott som brottmekanism. Slagsegheten efter 92 000 timmar (~ 10 år) är enligt modellen beräknad till 51 respektive 47 J/cm² för Cross over leg (benet mellan ånggeneratorns kalla sida och recirkulationspumparna) respektive varma benet. Uppmätt slagseghet för komponenter som åldrats under samma tid var 68-71 respektive 31-33 J/cm². Modellens resultat och experimentella data överensstämmer inte helt vilket tyder på behov av ytterligare insatser inom området.²⁵



Figur 19 Slagseghetens utveckling i Gjutgods CF-8M från Ringhals. (350 000 h motsvarar 40 år, det vill säga designad livstid)^p

^p K. Norring, SKI Rapport 95:66, Degradering av rostfritt gjutgods, Okt, 1995, s.18

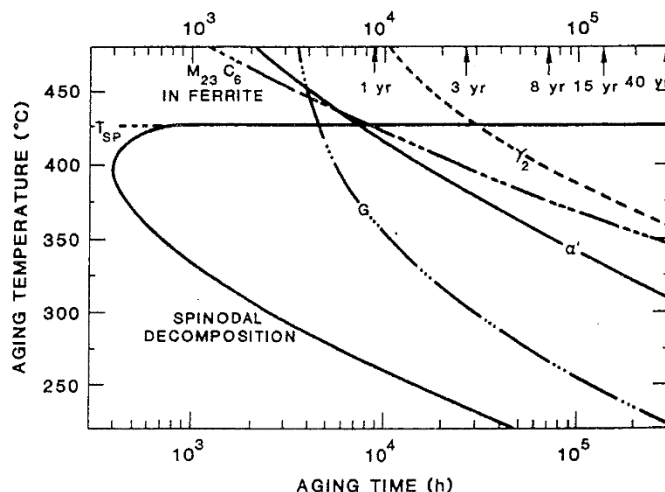
2.3.1 Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv

Vid termisk åldring försprödas materialet på liknande sätt som under bestrålningsförsprödning. På samma sätt kan försprödningen mätas upp och uttryckas som skillnaden i omslagstemperatur från sprött till segt uppförande vid en viss mängd absorberad energi för påverkat och opåverkat material.

Processerna som ligger bakom termisk åldring resulterar i ökad hårdhet och sträckgräns vilket i sin tur leder till förändrade brottseghetsegenskaper. När materialets brottseghet minskar så blir det mer känsligt för sprödbrott. När materialet försprödas försämras dess motstånd mot spricktillväxt, det vill säga en initierad spricka kan växa till med hög hastighet.²⁶ Efter försök i simulerad BWR-miljö har det visat sig att spricktillväxthastigheten för åldrat svetsmaterial är dubbelt så hög som i motsvarande material i grundtillstånd.²⁷

Mekanism

Utskiljning av α' i ferriten anses vara avgörande för försprödning av rostfritt svets- och gjutgods under LWR-förhållanden. Även andra processer anses kunna bidra. I Figur 20 visas Tid-temperaturdiagrammet för de olika förekommande processerna. Ur figuren kan utläsas att ferritfasen inte är stabil vid drifttemperaturen som råder i LWR ($\sim 300^\circ\text{C}$) även om vissa av processerna först ger sig till känna efter mycket lång tid.²⁵



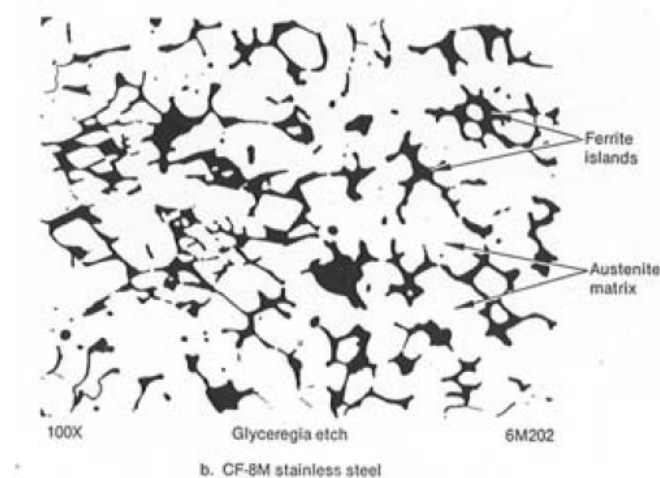
Figur 20 Tid-temperaturdiagram för utskiljning av G-fas, γ_2 , $M_{23}C_6$, α' och spinodalt sönderfall i ferritfasen.⁹

Utskiljning av kromkarbider sker vid fasgränserna ferrit-austenit främst på ferritsidan genom spinodalt sönderfall.²⁵ Det är vid dessa fasgränser som spricktillväxt företrädesvis har skett i spricktillväxtförsök i simulerad BWR-miljö.²⁷ Utskiljningen sker på ferritsidan eftersom diffusionsprocessen för krom är snabbare i ferrit än i austenit och den kromutarmning som blir följden kommer att utjämnas genom diffusion i ferriten. Vid spinodalt sönderfall sker en separationsprocess av två faser med samma kristallstruktur med olika sammansättning och egenskaper. I fallet med ferrit i rostfritt gjutgods består sönderfallet av en järnrik α -fas och en kromrik α' -fas. Som en konsekvens av

⁹ K. Norring, SKI Rapport 95:66, Degradering av rostfritt gjutgods, Okt, 1995, s.12

de utskiljda α' -partiklarna ökar hårdheten påtagligt i ferritöarna, det är detta som bidrar till att materialets hårdhet ökar. En typisk duplex struktur med synliga ferritöar visas i Figur 21.²⁵

Det spinodala sönderfallet möjliggör även utskiljning av små intergranulära partiklar av G-fastyp genom kärnbildning (till exempel $\text{Ni}_{16}\text{Ti}_6\text{Si}_{17}$). Mängden G-faspartiklar som bildas är bland annat beroende av halten kol och molybden i legeringen. Sambandet mellan försprödning och närvaro av G-fas är ej helt klarlagt. G-faspartiklar har identifierats i material som åldrats i LWR-miljö. Spinodalt sönderfall av austenit har identifierats vid 320°C nära korngränser, dock är denna mekanism och signifikans ej kartlagd.²⁵



Figur 21 Mikrostruktur av CF-8M rostfritt stål med ferrithalt 30%. Strukturen består av svarta "ferritöar" och den austenitiska matrisen.^r

2.3.2 Påverkan på drift och säkerhet

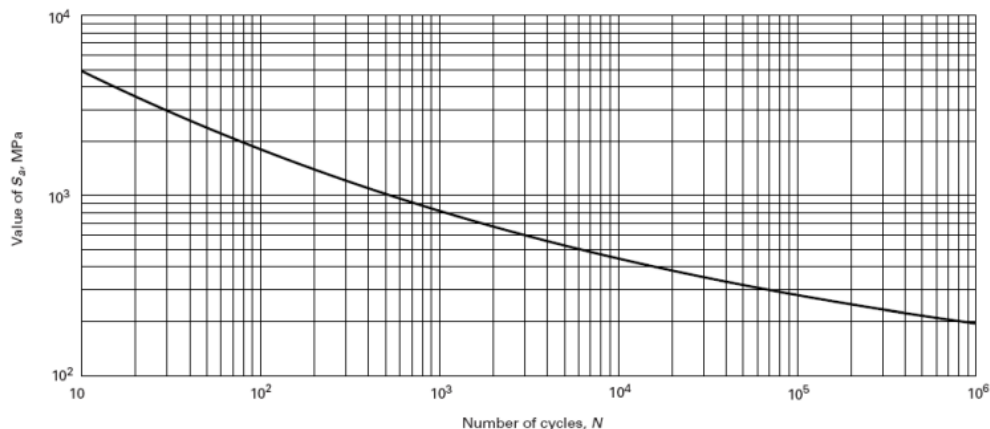
Termisk åldring leder till förändringar i materialet vilket kan leda till att materialets mekaniska egenskaper påverkas. Detta kan i sin tur resultera i att den strukturella integriteten påverkas med minskade säkerhetsmarginaler som följd.²⁶

^r IAEA TECDOC – 1361, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Primary piping in PWR:s, 2003, s. 114

2.4 Utmattning

Utmattning definieras som en strukturell degradering i materialet och orsakas av repetitiva spännings-töjningscykler. Cyklerna uppkommer exempelvis av varierande last eller temperaturfluktuationer. Repeterande cyklisk belastning av tillräckligt hög amplitud kan resultera i att skador uppstår i mikrostrukturen. Skadorna kan ackumuleras och initiera en makroskopisk spricka. Fortsatt cyklisk belastning kan innebära att sprickan växer till. En odetekterad spricka kan bli genomgående och orsaka läckage.²⁴ Utmattning utgör en potentiell degraderingsmekanism för majoriteten av de tryckbärande komponenterna i primärsystemet.²⁶ Det gäller exempelvis reaktortanken och tryckhållare av kolstål, pumpar och ledningar av rostfritt stål samt rör av nickelbaslegeringar.

System och komponenter dimensioneras för att tåla ett visst antal cykler under sin livslängd. Dimensioneringen sker utifrån ASME Section 3 (American Society of Mechanical Engineers), vilken är den mest använda standarden, som innehåller utmattningsanalyser i form av S-N-kurvor. S-N-kurvorna visar spänning alternativt töjning som funktion av antalet cykler. Figur 22 visar ett exempel på utseendet hos en designkurva. Kurvan anger antalet spänningscykler vid en viss amplitud som materialet kan utsättas för innan utnyttjandefaktorn, U , överskrider 1 ($U = 1$).²⁸ Utnyttjningsfaktorn är kvoten mellan antalet verkliga belastningscykler och antalet cykler för en livslängd. Livslängden definieras som antalet cykler innan en cirka 3 mm lång spricka uppkommit.⁴³ Designkurvorna konstruerades från materialprovningar i luft i rumstemperatur med små provstavar. I dessa provningar anses livslängden vara passerad då en 2-3 mm lång spricka har initierats. Testerna skedde alltså inte i reaktormiljö. Istället applicerades korrektionsfaktorer på de experimentella provningarna, nämligen det som innebär det mest konservativa av 20 på livslängden och 2 på töjningen. Dessa värden härstammar från tumregler och ingenjörsmässig erfarenhet snarare än vetenskap. Idag finns några kända utmattningsdefekter som uppkommit innan den teoretiska utnyttjandefaktorn passerat 1.²⁹ Dessa anses ha kunna uppkomma som en följd av att komponenterna designats var för sig snarare än som ett system. En annan förklaring är att de verkliga belastningarna skiljer sig mot de belastningar som antogs i samband med designen.²⁹



Figur 22 ASME designkurva för austenitiskt rostfritt stål.^s

Tabell 6 visar exempel på komponenter som kan drabbas av utmattning tillsammans med faktorer och konsekvenser. Som nämndes i föregående stycke kan en mängd olika komponenter utsättas för utmattning. Vilken konsekvens utmattningen får för respektive komponent är beroende av last, temperatur, spänning i materialet, antalet cykler samt den miljö som komponenten befinner sig i. Den slutgiltiga konsekvensen av utmattning är läckage vilket är ett resultat av sprickinitiering, spricktillväxt och brott.

Tabell 6 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av utmattningsbelastningar.

Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
• Rör • Övergångar • Genomföringar • Reaktortank • Interndelar	• Last • Temperatur • Medelspänning • Antalet cykler • Kemi	• Sprickinitiering • Spricktillväxt • Brott

Vanligtvis delas utmattning in i fyra olika kategorier, nämligen hög- och lågcyklisk, termisk utmattning samt korrosionsutmattning (miljöbetingad utmattning). Vid högcyklisk utmattning är antalet cykler många medan spänningsamplituden är relativt låg, oftast under materialets sträckgräns men över utmattningsgränsen. Den cykliska belastningen kan bestå av momentana flödesinducerade vibrationer och termiska variationer som uppstår då varmt och kallt vatten blandas.²⁶ Initieringsfasen för denna typ av utmattning är ofta lång. När en spricka väl har initierats så är dess tillväxthastighet ofta relativt hög.²⁸

Lågcykliska belastningar består av ett mindre antal cykler (vanligen mindre än 10^5 cykler). För att en spricka ska kunna uppstå krävs att belastningen orsakar plastisk töjning som överskrider materialets sträckgräns.

^s J. Strömbro, M. Dahlberg, SSM research report 2011:04, Evaluation of the Technical Basis for New Proposals of Fatigue Design of Nuclear Components, s.5

Transienterna som uppstår vid uppstart samt avställning utgör exempel på situationer som kan bidra till lågcykliska belastningar. Vid lågcyklisk utmattning i motsats till högcykliska är det spricktillväxthastigheten som avgör komponentens livslängd eftersom sprickinitiering kan ske efter relativt få cykler.²⁸

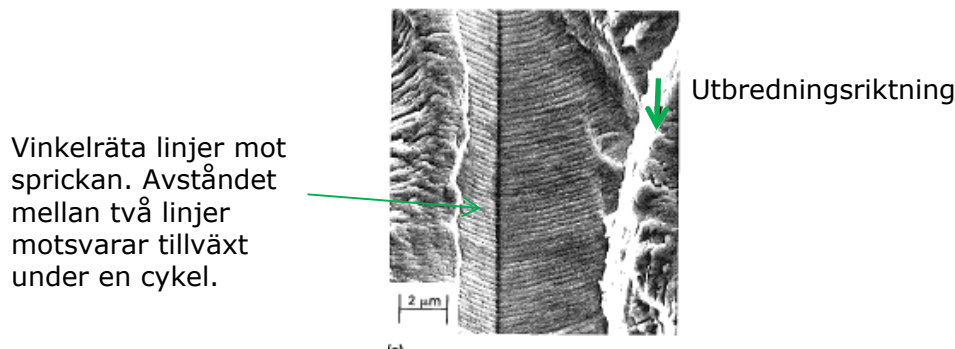
Termisk utmattning orsakas av cykliska spännings-töjningsprocesser som uppstår som en följd av en temperaturgradient mellan två sammanbundna komponenter, vid exempelvis T-stycken. Fenomenet kan innefatta ett mindre antal cykler med hög amplitud, till exempel driftcykler eller injektion av kallt vatten i varma ledningar. Det kan även handla om ett stort antal cykler med relativt låg amplitud. Exempel på det senare utgör effekter av läckage eller termisk skiktning (ofullständig blandning av vatten med olika temperatur).²⁸

Vid miljöbetingad utmattning förstärks effekten av utmattningen i reaktormiljö jämfört med motsvarande situation i luft och rumstemperatur. Reaktormiljön kan bidra både till att livslängden förkortas (annat utseende på S-N-kurvan) samt att tillväxten av utmattningssprickor accelereras. Som nämnts i tidigare stycke så togs det ej direkt hänsyn till denna typ av utmattning vid designen av anläggningarna. Vid miljöbetingad utmattning spelar faktorer som temperatur, halten löst syre i vattnet, medelspänning, ytans beskaffenhet samt närvaro av föroreningar roll utöver töjningshastighet och antalet cykler.²⁸ På senare tid har nya angreppssätt för modeller som även tar hänsyn till reaktormiljöns inverkan presenterats. Detta presenteras vidare i diskussionskapitlet.

Några utmattningssituationer illustreras i Figur 25 - Figur 27.

2.4.1 Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv

Följden av utmattning är sprickinitiering och spricktillväxt. En utmattningsspricka ger vanligen en plan spricka utan förgreningar, se Figur 23, till skillnad från en korrosionsinducerad spricka som ofta har förgreningar. I Figur 23 kan parallella linjer utskiljas som är vinkelräta mot sprickans utbredningsriktning utskiljas. Detta utseende är karakteristiskt för en utmattningsspricka. Varje linje motsvarar en spänningscykel, avståndet mellan två linjer motsvarar därmed sprickspetsens utbredning för en cykel.³⁰

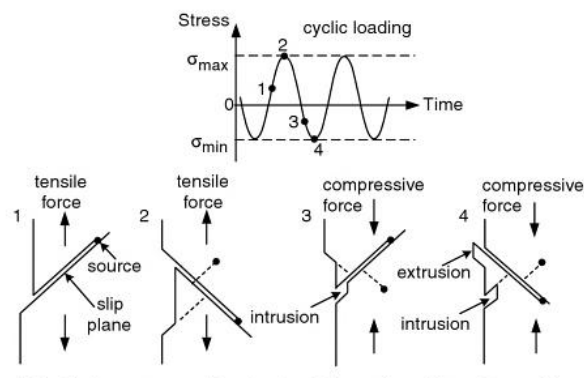


Figur 23 SEM-bild av typisk utmattningspricka, rak utan förgreningar. Den feta gröna pilen indikerar sprickans propageringsriktning. (Inconel 718)^t

2.4.2 Mekanism

Initiering

I det initiala skedet av utmattning uppkommer mikrosprickor av storleksordningen 5-10 korn som en följd av existerande defekter i mikrostrukturen. Initieringspunkter för utmattning är ofta defekter på ytan varifrån glidning och plastisk deformation kan utgå när materialet utsätts för cyklisk belastning. När materialet belastas sker alltså glidning av atomplan som bygger upp strukturen. När belastningen släpper sker det inte en reversibel glidning, istället kan glidning ske i ett närliggande plan med följden att intrusioner och extrusioner kan bildas, se Figur 24. När intrusionerna och extrusionerna når en kritisk nivå kan sprickor bildas längs med glidplanen. Sprickningen sker oftast transkristallint eftersom glidningsbanden ofta går genom kornen. När sprickan når en kritisk längd ändras riktningen för tillväxten och initieringsstadiet övergår till propageringsstadiet. Den kritiska längden är beroende av faktorer såsom mikrostruktur och spänningsvillkor.³⁰



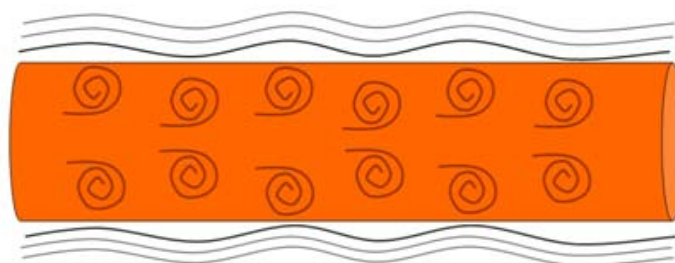
Figur 24 Illustration över utmattningscykler och dess samband med bildandet av extrusioner och intrusioner.^u

^t American Society for Metals, Metals Handbook, ninth edition, Vol.8 Mechanical Testing, s.484

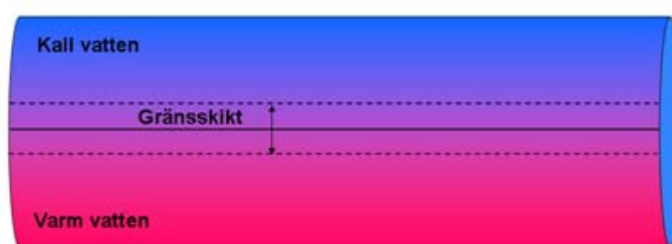
^u A.S Kou, Welding metallurgy, s.131

Propagering

I det initiala stadiet tillväxer sprickan längs med glidningsplanet för att i propageringsstadiet i stället växa längs med normalen till den resulterande dragspänningen i systemet. Det är i detta skede som de karakteristiska linjerna bildas genom att deformation sker i sprickspetsen som en följd av att sprickan "öppnas och stängs" som på grund av den cykliska belastningen. När sprickan belastas blir sprickspetsen trubbig och propagering sker i det sega området runt sprickspetsen som bildas. Sprickan blir återigen spetsig när lasten släpper vilket är ett villkor för att sprickan ska fortsätta sin tillväxt. När sprickan har tagit sig igenom en stor del av en komponents tjocklek så kan förhållandena vara sådana att brott uppstår i "nästa cykel". Både sprött och segt brott kan förekomma. Typiskt för ett utmattningsbrott är att själva brottet kan ske mycket plötsligt, från en cykel till en annan, utan någon förvarning.³⁰ Utnyttjandefaktorn som introducerades i föregående avsnitt uppgår till ett när en initierad spricka når en viss längd, nämligen 2-3 mm, alltså när sprickan befinner sig i propageringsstadiet.



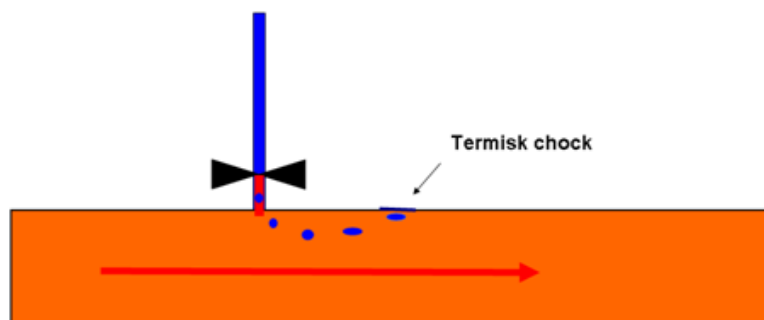
Figur 25 Mekaniska vibrationer uppkommer i röret som en följd av förändringar av det turbulenta flödet som går genom röret. Omfattningen av utmattning som en följd av flödesinducerade vibrationer kan öka vid effekthöjningar i reaktorerna som en följd av att högre kylvattenflöde krävs. Vibrationerna kan även uppstå om flödet är mindre än flödet som det ursprungligen konstruerades för.^v



Figur 26 I system där varmt och kallt vatten blandas kan temperaturvariationer uppstå på materialets yta. Temperaturvariationerna tillsammans med materialets värmeutvidgningskoefficient bidrar till att spänningsvariationer i materialet uppstår. Som en följd av att nivån av gränsskiktet mellan varmt och kallt vatten förändras så uppstår i detta område en tidsberoende temperaturgradient.^w

^v Martin König, Studsvik Nucelar AB

^w Ibid



Figur 27 Kallt vatten som läcker från en ventil in till en varm huvudledning kan leda till att materialet utsätts för upprepade termiska chockar. Det sker genom en virvelbildning som uppstår som en följd av att kallt och varmt vatten blandas dåligt när stora temperaturskillnader föreligger.^x

2.4.3 Påverkan på drift och säkerhet

Icke identifierade utmattningsdefekter skulle kunna få konsekvenser för säkerheten på anläggningarna. Omfattande inspektions- och underhållningsprogram bidrar till att risken för ett sådant scenario är mycket liten.

För en drifttid utöver den designade är det nödvändigt att utvärdera utnyttjningsfaktorn för det antalet cykler som drifttiden motsvarar för att kunna avgöra vilka komponenter som behöver ersättas respektive håller för den önskade livslängden. I samband med effekthöjningar är det nödvändigt att beakta förändringar i storleken av kylvattenflödet eftersom förändringarna kan leda till att flödesinducerade vibrationer uppstår i större utsträckning.²⁸

^x Martin König, Studsvik Nucelar AB

2.5 Korrosion

Korrosion utgörs av elektrokemiska eller kemiska reaktioner mellan materialet och dess omgivning. Denna degraderingsmekanism kan äga rum då miljö och material möjliggör betydande oxidation av metallen. Oxidations- och reduktionsreaktioner sker hela tiden. Avgörande för konsekvenserna av korrosionen är dess storlek, det vill säga strömtätheten i reaktionerna. Olika typer av korrosionsangrepp kan uppträda.

Angrepp utan inverkan av extern last som generell korrosion eller gropfrätning och spaltkorrosion, borsyrekorrosion och flödesassisterade korrosionsangrepp samt erosionskorrosion behandlas i detta kapitel. Korrosionsangrepp under inverkan av materialspänningar som interkristallin spänningskorrosion och bestrålningsassisterad spänningskorrosion är av en annan typ och behandlas i avsnitt 2.6 respektive 2.2.

I Tabell 7 ges exempel på material och komponenter i anläggningen som berörs av korrosion tillsammans med faktorer och konsekvenser. Generell korrosion samt erosionskorrosion uppträder främst på kolstål och låglegerat stål. Lokala angrepp kan uppkomma på de flesta materialtyper om miljön är den "rätta". Huruvida korrosionsangreppen uppkommer eller ej är en funktion av flera variabler. Variablerna kan vara miljöbetingade såsom; vattenkemi, temperatur, pH, syrehalt och flödes hastighet. Materialets sammansättning, mikrostruktur samt yttillstånd utgör andra variabler.

Konsekvensen av korrosionsangrepp kan bestå av att metallens tjocklek minskar, att funktionaliteten hos mekaniska komponenter försämras som en följd av ansamling av korrosionsprodukter samt utgöra initieringsposition för defekter. För lokala angrepp kan angreppet vara osynligt under en lång tid innan det uppträder som exempelvis en grop.²⁶

Tabell 7 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av korrosionsangrepp utan inverkan av materialspänningar samt flödesassisterad korrosion.

Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
• Rör • Ledningar • Kopplingar • Ventiler	• Miljö - o Sammansättning - o Temperatur - o pH - o Syrehalt - o Flödes hastighet • Metallurgiska - o Sammansättning - o Mikrostruktur - o Yttillstånd	• Upplösning av metall • Förtunning • Ansamling av korrosionsprodukter

Ett viktigt mått som används vid utvärdering av korrosionshastighet är korrosionspotentialen, (ECP). Korrosionspotentialen motsvarar den potential (i relation till en referenspotential) där oxidation och reduktion sker med samma hastighet.

Generell korrosion är en degraderingsmekanism av elektrokemisk natur som resulterar i metallavverkning över en relativt stor yta. Mekanismen innebär i allmänhet ej något större problem för metalliska material i primärsystemen. Under vissa omständigheter kan dock generell korrosion orsaka större skada. Korrosionshastigheten blir mycket hög om borsyra finns närvarande, s.k. borsyrekorrosion. Vid flödesassisterad korrosion bidrar hög turbulens till att exempelvis diffusion av syre underlättas, vilket medför att den elektrokemiska reaktionen accelereras. Om flera faser finns närvarande kan den elektrokemiska reaktionen tillsammans med mekanisk avverkning bidra till att korrosionshastigheten accelereras ytterligare. Typiska korrosionshastigheter för respektive typ av korrosion redovisas i Tabell 8.

Tabell 8 *Typiska korrosionshastigheter för olika typer av korrosion i LWR-anläggningar.*²⁶

Korrosionstyp	Korrosionshastighet (mm / år)
Generell korrosion	0,0025
Borsyrekorrosion	25
Flödesassisterad korrosion	10
Erosionskorrosion	>10

2.5.1 Generell korrosion

Generell korrosion karakteriseras av enhetlig degradering på ytan genom oxidation av metall. En konsekvens av generell korrosion är att den metalliska tjockleken minskar samtidigt som den faktiska tjockleken hos komponenter kan öka som en följd av oxidtillväxt. En annan är att uppbyggnaden av korrosionsprodukter kan påverka funktionaliteten hos komponenten. Det kan exempelvis vara att värmeöverföringsförmågan försämras hos ånggeneratortuber. Vidare kan korrosion med påföljande avlossning av korrosionsprodukter leda till aktivitetsuppbyggnad på systemytor.²⁶ Det kan ske genom att korrosionsprodukterna som lossnat från konstruktionsmaterial aktiveras i hårdan och därefter transporteras ut i systemet och fastnar på systemytor. Radioaktivitet på systemytor innebär ökad dosbelastning för personal som utför underhållsarbeten. Det är därför av intresse att minimera aktivitetsuppbyggnaden. Förutom att förebygga korrosionsangrepp med efterföljande avlossning av korrosionsprodukter har även dosering av zink till reaktorvattnet i LWR visat sig fungera för att minska aktivitetsuppbyggnaden.³²

Korrosionshastigheten för generell korrosion bestäms av de vid gränsytan metall-vatten närvarande specierna. Det kan vara upplösta metalljoner, oxider och salter. Vidare är korrosionshastigheten beroende av kinetiken hos oxidations- och reduktionsreaktionerna. I LWR-miljö utgör oxidens löslighet den viktigaste parametern för korrosionshastigheten eftersom oxiden utgör ett skyddande lager. Ytoxiden på kol- eller låglegerat stål i högtemperaturvatten består normalt av två olika skikt. Det inre oxidskiktet består av magnetit som bildas direkt vid kontaktytan metall-oxid. Det yttre oxidskiktet består av magnetit som kärnbildats (mättnad av Fe-joner vid ytan som en följd av att Fe-joner diffunderar från metallytan) och växer ovanpå

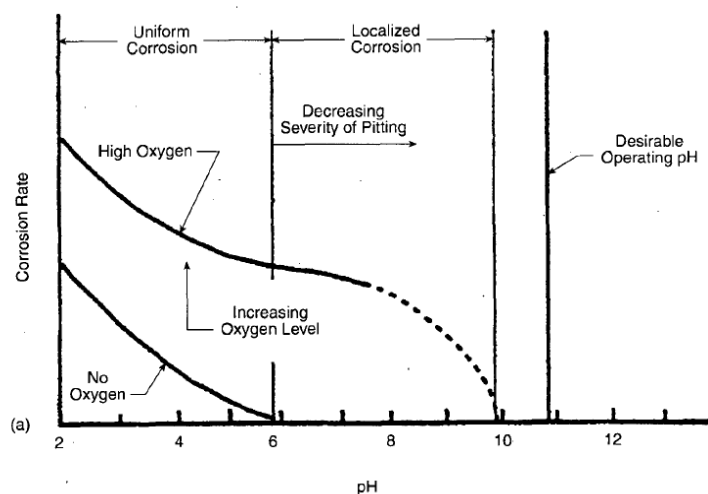
det inre oxidskiktet. Resultatet blir att det innersta skiktet växer in i metallen i takt med oxidationsreaktionen.³³ Den lägsta lösligheten av oxidskiktet erhålls under svagt alkaliska förhållanden. Anledningen till att generell korrosion inte räknas som en signifikant degraderingsmekanism för rostfritt stål och nickelbaslegeringar är oxiden (av spinell-typ) är mycket mer skyddande och stabil. För att förhindra generell korrosion är det av vikt att styra och noga kontrollera vattenkemin. I PWR hålls pH på önskad nivå genom tillsats av litiumhydroxid och borsyra. I BWR är det framförallt av vikt att minimera halten av föroreningar samt att kontrollera syrenivån.²⁶

Korrosionshastigheten är ofta hög i ett initialt skede innan en skyddande oxid hunnit bildats. En oxid som är stabil i en miljö kan upplösas i en annan varvid det är viktigt att omvärdera modeller etc. innan betydande förändringar av vattenkemin införs. Generell korrosion på en yta kan fungera som inhibitor för lokala angrepp. Detta medför ytterligare en dimension till korrosionsproblematiken, vid ett exempelvis byte av vattenkemi där oxidlagret påverkas är det möjligt att lokala angrepp initieras.

Generellt är kunskapen om generell korrosion mycket god och det är möjligt att förutsäga utvecklingen med hjälp av experimentella data. Men det finns faktorer som bidrar till korrosionsförloppet som inte är lika enkla att förutsäga. Föroreningar i metallen kan fungera som lokala anoder och katoder och därmed accelerera korrosionsprocessen. Föroreningar i vattnet bidrar till att vattnets konduktivitet ökar vilket oftast resulterar i förhöjd korrosionshastighet. Olika föroreningar kan fungera som inhibitorer eller orsaka att oxidskiktet skadas.³⁴ Mekanismer för hur uppbyggnad, upplösning och oxidens skyddande egenskaper är områden där nya upptäckter görs. Avancerad modern mikroskopi möjliggör sådana studier.³⁵

2.5.2 Borsyrekorrosion

Läckage av borsyrehaltigt vatten från primärsystemet i PWR kan leda till att borsyra ansamlas och koncentreras på en yta av exempelvis kolstål. Detta kan leda till att korrosionshastigheten ökar kraftigt. Bakgrunden kan utläsas från ett Pourbaix diagram över systemet. Under sura förhållanden (som råder pga borsyran) och hög potential på ytan samt tillgång till syre korroderar metallen. Under sura förhållanden är lösligheten för en bildad oxid hög varvid det är osannolikt att oxiden är skyddande under dessa förhållanden.²⁶ I kapitlet Driftorienterade exempel står att läsa om incidenten vid Davis Besse 2002 som innefattade borsyrekorrosion.



Figur 28 Sammanfattning över effekterna av syre och pH för borsyrekorrosion av stål.^Y

I området pH 4 till pH 10 kontrolleras korrosionshastigheten vanligen via diffusionshastigheten av syre till ytan samt upplösningen av oxider i oxiderande system. Korrosionshastigheten ökar med ökande potential som en följd av att de ovan nämnda reaktionerna sker med högre hastighet, den övre kurvan i Figur 28. Vid lägre pH ökar korrosionshastigheten som en följd av att oxidens löslighet i sur miljö ökar samt den ökade tillgängligheten av vätejoner som kan reduceras i det katodiska området, vilket representeras av den undre kurvan i Figur 28.³⁴

2.5.3 Flödesassisterade korrosionsangrepp och erosionskorrosion

Flödesassisterad korrosion kan relateras till generell korrosion med skillnad att högt flöde accelererar processen. Vid erosionskorrosion avverkas metallen via mekaniska processer. Flödesassisterade angrepp uppstår främst i områden med hög turbulens. Exempel på sådana områden är områden med geometrisk diskontinuitet och där plötsliga förändringar i flödesriktningen finns. Erosionskorrosion sker i tvåfasssystem för vatten-ånga där vattendroppar eller partiklar finns närvarande och kan bidra till mekanisk påverkan på oxidskiktet på ytor. Vattnets pH och syrehalt viktiga parametrar tillsammans med temperatur och legeringsämnen (krom) är andra parametrar med inverkan på dessa typer av korrosion.²⁶

Mekanismen för flödesassisterad korrosion av kolstål i syrefattigt vatten vid hög temperatur och hög flödes hastighet består av två parallella processer. Den ena är upplösning av det skyddande magnetitskiktet och den andra bortförelse av de resulterande järnjonerna (Fe^{2+}) genom masstransport. Bortförelsen av Fe^{2+} -jonerna accelereras av hög flödes hastighet vilket resulterar i fortsatt upplösning av magnetitskiktet och fortsatt korrosion av

^YR.L. Jones, J.Hickling "Topical Report on Boric Acid Corrosion", NUREG/CR-6923, 2006, s.B282

den underliggande metallen som följd. Under dessa förhållanden kan inget nytt magnetitskikt bildas.

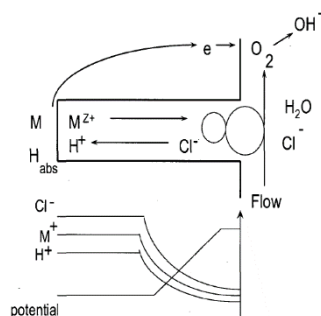
Nedbrytningen av oxidskiktet kan förstärkas via mekanisk avverkning, erosionskorrosion. Närvaro av vattendroppar i tvåfassystem och partiklar kan bidra till en sådan nedbrytning. Vid erosionskorrosion löses det bildade magnetitskiktet omedelbart upp vilket leder till fortgående metallförlust då metallen fortsätter att oxideras för att ersätta det upplösta oxidskiktet.³³

Kunskapen om flödesassisterad korrosion och erosionskorrosion är god och det finns program där effekterna i ett särskilt system kan förutses. Inspektion och ersättning av komponenter planeras och följs utifrån programmet. Det finns fall då flödesassisterad korrosion och erosionskorrosion utgjort orsaken till skada. Anledningen till att skadan uppstått är oftast att inspektionsmetoder etc. ej följts på ett tillfredställande sätt.²⁶ Ur ett åldringsperspektiv utgör erosionskorrosion en mekanism som bör följas (kontroll av driftparametrar och oförstörande provning) för att utvärdera olika komponenters funktionalitet. Detta ingår idag i åldringshanteringsprogram. Nya driftsförhållanden som en följd av exempelvis effekthöjningar måste utvärderas ur ett flödesassisterad- och erosionskorrosionsperspektiv.³³

2.5.4 Lokala angrepp

Som namnet lokala angrepp antyder sker denna typ av korrosionsmekanism på små begränsade ytor. Korrosionshastigheten i dessa områden kan vara relativt hög. Spaltkorrosion, gropfrätning, galvanisk korrosion samt mikrobakteriell korrosion utgör exempel på olika typer av lokala angrepp. Galvanisk korrosion behandlas ej i denna rapport eftersom fenomenet till stor del har konstruerats bort och därmed ej utgör en potentiell åldringsmekanism. Mikrobakteriell korrosion anses ej utgöra ett relevant åldringsfenomen i primärsystemet.

Mekanismen för spaltkorrosion och gropfrätning är mycket lika, den stora skillnaden består i hur angreppen initieras. Spaltkorrosion uppstår i spalter som kan vara inneboende i komponenten sedan den designades (exempelvis vid skruvskallar). Vid gropfrätning är det istället materialets mikrostruktur som möjliggör bildande av grop. Det kan gå lång tid mellan initieringen av gropen och när gropen uppträder. Gemensamt för de båda fenomenen är att en lokal elektrokemisk cell bildas. Vid öppningen av spalten eller gropen sker reduktion av syre medan oxidation av metall sker i dess spets. En potentialgradient uppstår mellan öppningen och spetsen och ger upphov till diffusion av anjoniska föroreningar (till exempel klorider) till gropen eller spalten. För att elektroneutralitet ska kunna upprätthållas hydrolyseras de lösta metalljonerna med sänkt pH som konsekvens. Alla dessa faktorer skapar tillsammans en miljö som kan leda till förhöjd korrosionshastighet.²⁶ Processen illustreras i Figur 29.



Figur 29 Principskiss över processerna som sker vid spaltkorrosion och gropfrätning. Reduktion av syre sker vid öppningen samtidigt som metall oxideras vid spetsen.²

För att gropfrätning ska uppstå krävs att den skyddande oxiden på ytan bryts ner lokalt. Denna oxid kan exempelvis vara ett resultat av generell korrosion. Nedbrytandet av det skyddande skiktet initieras ofta av aggressiva joner såsom klorider. Initieringspunkter är ofta utskiljningar och korngränser där oxidskiktet är mindre skyddande. Nedbrytandet av oxidskiktet sker när potentialen vid ytan överstiger ett gränsvärde, den så kallade "pitting potential". Gropfrätning äger rum när korrosionspotentialen överstiger detta gränsvärde. Den passiva filmen har då brutits ner.²⁶

2.5.5 Påverkan på drift och säkerhet

Generell korrosion, borsyrekorrosion flödesassisterad korrosion och erosionskorrosion leder till kontinuerlig förtunning av godstjockleken. Hastigheten för förtunningen kan förutsägas via modeller och mätas med oförstörande provning. Om inspektion och kontroll av parametrar ej följs kan godset förtunnas så mycket att risk för den strukturella integriteten föreligger.

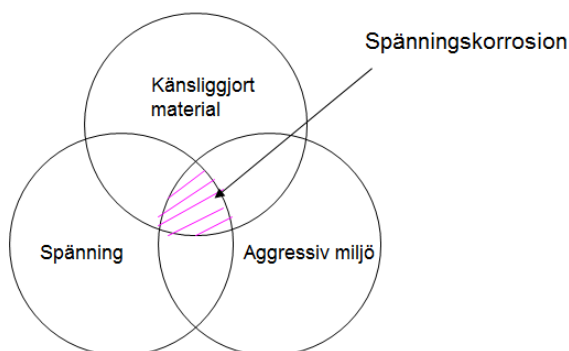
Lokala angrepp är svårare att förutsäga eftersom uppkomsten är mer slumpartad. Lokala angrepp kan ge upphov till läckage. I värsta fall kan ett lokalt angrepp äventyra den strukturella integriteten hos en komponent.²⁶

²NUREG/CR-6923, BNL-NUREG-77111-2006, Expert Panel Report on Proactive Materials Degradation Assessment, Appendix A, Brookhaven National Laboratory, 2006, s.A23

2.6 Spänningskorrosion

Spänningskorrosion är ett sannolikt degraderingsfenomen i kärnkraftverken som det arbetas aktivt med på anläggningarna både vad gäller inspektion och underhåll. Spänningskorrosion är nära relaterat till andra typer av lokala korrosionsangrepp. De lokala angreppen fungerar ofta som initieringspunkter för spänningskorrosion. Vid spänningskorrosion verkar korrosionsprocessen likt den för lokala angrepp tillsammans med statisk eller cyklisk mekanisk spänning eller töjning till sprickinitiering och spricktillväxt. Man skiljer på olika typer av spänningskorrosion. De som kan anses vara av intresse ur ett åldringsperspektiv för primärsystemet i lättvattenreaktorer är, interkristallin, och transkristallin samt bestrålningsassisterad spänningskorrosion. Även primärvatteninducerad spänningskorrosion tas upp under en egen rubrik trots att det handlar om interkristallina angrepp eftersom förhållandena är speciella för denna typ av mekanism. Bestrålningsassisterad spänningskorrosion behandlas separat i avsnitt 2.2.

För att spänningskorrosion ska kunna uppträda krävs att materialet har tendens till att spricka, att miljön är aggressiv samt att spänningar föreligger. Om någon av parametrarna saknas kan inte någon sprickspets bildas och därmed kan inte spricktillväxt ske.²⁶ När samtliga av dessa tre faktorer är närvarande kan spänningskorrosion uppträda. Detta illustreras i Figur 30.



Figur 30 För att spänningskorrosion ska uppstå krävs att materialet ska vara sprickbenäget, att spänningar föreligger i materialet samt en korrosiv miljö. När samtliga dessa tre faktorer är uppfylla kan spänningskorrosion uppstå.

I Tabell 9 visas exempel på delar i anläggningen som berörs av spänningskorrosion med faktorer och konsekvenser. Spänningskorrosion kan uppträda i olika delar av austenitiskt rostfritt stål och nickelbaslegeringar. Även låglegerat stål kan drabbas om det utsätts för långvariga kemiska transienter. Ett stort antal komponenter är tillverkade av dessa material. Vattenkemin, det vill säga närvaro av föroreningar och andra kemiska ämnen och temperatur har inverkan på huruvida spänningskorrosion kan uppträda eller ej. Vidare är korrosionspotentialen en annan viktig parameter. Potentialen kan påverkas av halten syre och väte i vattnet. Också flödes hastigheten utgör en parameter. Materialets sammansättning, mikrostruktur och yttillstånd är avgörande för huruvida materialet är

mottagligt för spänningskorrosion. Värmebehandling, sensibilisering och kalldeformation är olika typer av behandlingar som bidrar till huruvida spänningskorrosion uppkommer i materialet eller ej. Spänningar som föreligger i materialet kan exempelvis bestå i restspänningar eller svetsegensspänningar som kan ha uppstått i samband med tillverkningen av materialet eller vid installation eller reparationer av anläggningen. Konsekvensen av spänningskorrosion är att sprickor uppstår och propagerar i materialet.

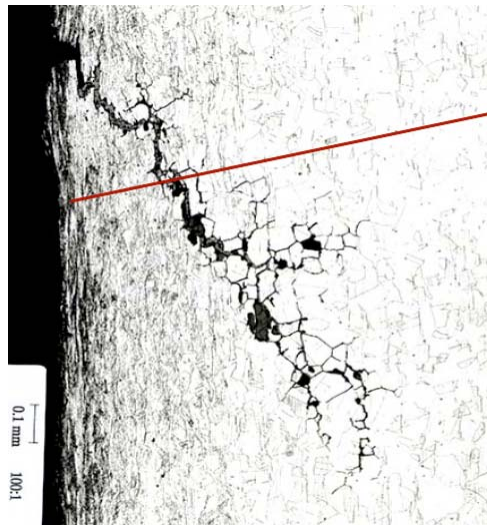
Tabell 9 Exempel på utsatta delar, faktorer samt konsekvenser av spänningskorrosion.

Utsatta delar	Faktorer	Konsekvenser
• Interndelar • Rör • Safe-ends	• Miljö - o Sammansättning - o Temperatur - o pH - o Syrehalt - o Flödes hastighet • Metallurgiska - o Sammansättning - o Värmebehandling - o Mikrostruktur - o Yttillstånd • Spänning - o Restspänningar - o Svetsegensspänningar	• Sprickinitiering • Spricktillväxt • Brott

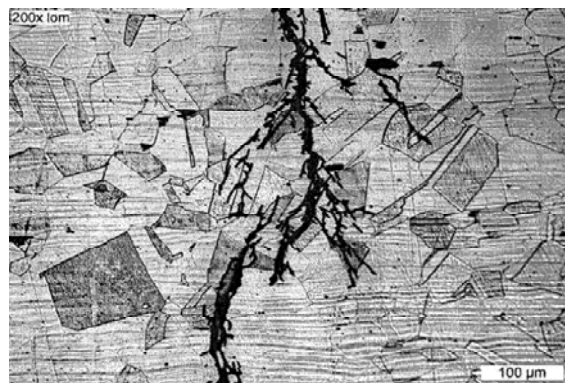
Spänningskorrosion kan förhindras genom att eliminera någon av faktorerna i Figur 30. Spänningskorrosion är den degraderingsmekanism som har förekommit mest i svenska BWR. De äldsta reaktorerna har en högre skadefrekvens på grund av denna mekanism än de nyare. Utbyte av komponenter till material som är mindre känsligt mot degradering tillsammans med kunskapen om hur risken för sprickning kan minimeras har bidragit till att antalet sprickor kan minskas.³⁶ Ersättningsmaterialen har valts och utvecklats utifrån målsättningen att minimera antalet inbyggda defekter där sprickor kan initieras. Det är av vikt att de nya ersättningsmaterialen utvärderas gentemot hela systemet för att förhindra att andra icke önskvärda bieffekter istället uppträder.

2.6.1 Effekter ur ett materialintegritetsperspektiv

Vid interkristallin spänningskorrosion propagerar sprickan mellan kornen, via korngränserna. Karakteristisk för en interkristallin spricka är en förgrenad sprickform som ibland är mycket sluten mot sprickspetsen och ibland mer öppen och oxidfylld. En typisk interkristallin spricka illustreras i Figur 31. En transkristallin spricka går tvärs igenom kornen, detta illustreras i Figur 32. Karakteristiskt för brott som en följd av de båda typerna av spänningskorrosion är ett nästintill sprött brott utan någon typ av detekterbara korrosionsprodukter.²⁶



Figur 31 *Interkristallin spricka.*^a



Figur 32 *Transkristallin spricka.*^a

2.6.2 Mekanism

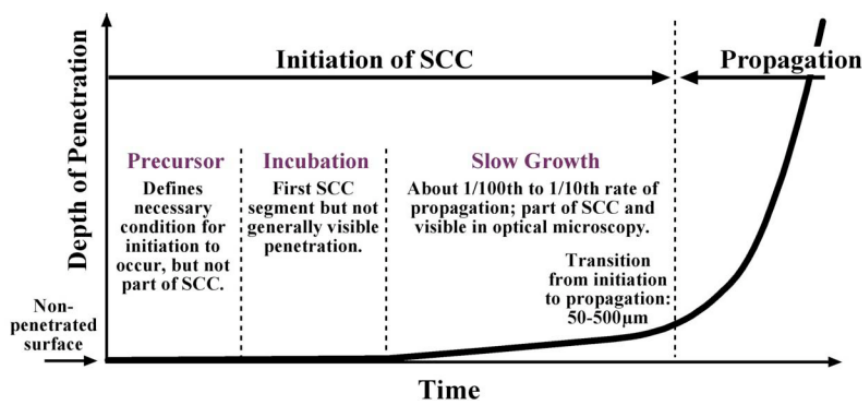
Initiering

För att en spricka ska kunna initieras krävs att det råder särskilda mikroskopiska och miljömässiga förutsättningarna vid gränsytan mellan metall och lösning. Det kan vara närvaro av defekter på ytan såsom inneslutningar som kan lösas upp och lämna efter sig hålrum eller skapa lokala kemiska variationer. Defekterna kan även bestå av repor och ojämnheter. Till de miljömässiga förutsättningarna räknas närvaro av föroreningar som exempelvis klorider samt oxiderande miljö. När sådana parametrar verkar på materialet kan nedbrytning av den skyddande oxidfilmen ske vilket i sin tur resulterar i initiering och tillväxt av lokala

^a R. Kilian, Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Rediction of Stress Corrosion Cracking Initiation in Water-cooled Nuclear Plants, September 7-12, Beaune, Burgundy, France

^a Ringhals (2005-10-03). Skadeorsaksanalys av sprickor i rör under spännband i 10-323 vid V061 och V062, Ringhals 1, 188091/3.0

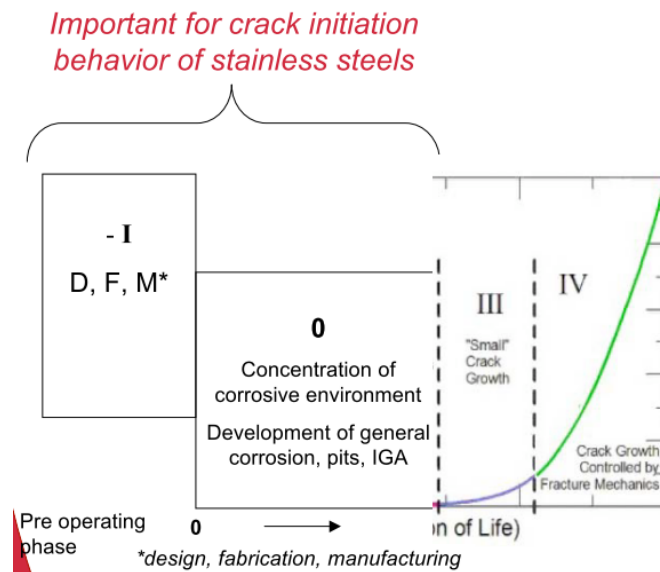
angrepp. Uppkomsten av lokala korrosionsangrepp behandlas i kapitel 2.5.4. Andra fenomen som kan ske är interkristallina attacker och uppkomst av spalter där en aggressiv miljö kan ansamlas. Initieringsperioden kan vara kort om exempelvis höga spänningar föreligger i materialet eller om halten föroreningar i vattnet är hög. Även transienter såsom förändringar i vattenkemin är av betydelse för initieringsförloppet. När mikroskopiska processer ligger bakom det initiala skedet kan förstadiet löpa över ett stort antal år.²⁶ Sprickinitiering inträffar då den lokala miljön, mikrostrukturen samt spänningarna når en kritisk nivå. I Figur 33 illustreras det övergripande förloppet vid initiering av spänningskorrosion i material på kärnkraftverken. Ur figuren kan utläsas att spricktillväxten föregås av ett förstadie där det krävs att de miljömässiga förutsättningarna är de rätta för initiering. Detta åtföljs av en inkubationstid som i sin tur följs av långsam tillväxt innan spricktillväxten tar fart.



Figur 33 Skiss över initieringsförloppet vid spänningskorrosion.^ö

På senare tid har även betydelsen av hanteringen av materialet under tillverkning, bearbetning och installation såsom svetsning lyfts fram som viktiga förutsättningar för initiering av spänningskorrosion. Det är alltså inte enbart det som händer i materialet när anläggningarna är i drift som skapar förutsättningarna för uppkomsten av spänningskorrosion.²⁷ I Figur 34 illustreras detta i en bild som kan anses vara en utökning av Figur 33. Det är med andra ord att redan på designstadiet arbeta för att minimera riskerna för initiering av angrepp.

^ö Staehle, Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Rediction of Stress Corrosion Cracking Initiation in Water-cooled Nuclear Plants, September 7-12, Beaune, Burgundy, France

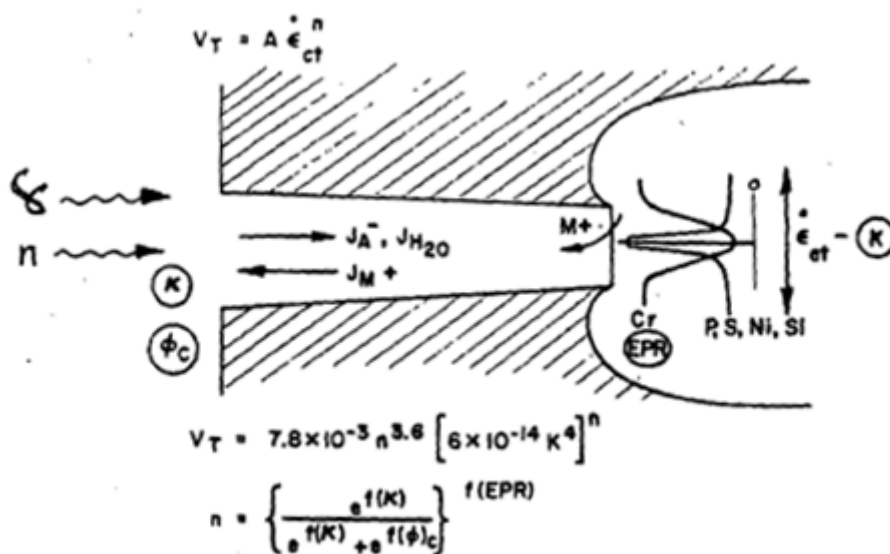


Figur 34 Skiss över initieringsförloppet vid spänningsskorrosion där även tillverkning och installation ingår.^{aa}

Propagering

Den vanligaste och enklaste modellen som beskriver sprickpropageringsprocessen kallas för "slip-oxidation mechanism". Modellen förklarar sambandet mellan propagering, förhöjd oxidation i sprickspetsen och det spänning-töjningstillstånd som råder i området. När oxidfilmen skadats propagerar sprickan snabbt genom upplösning av metalljoner från den nu "blanka" metallytan, alltså den oxidfria ytan. Nära på momentant sjunker propageringshastigheten som en följd av att den skyddande oxiden börjar återbildas. Sprickans fortsatta tillväxt är beroende av töjningshastigheten i området vid sprickan. Det vill säga med vilken hastighet som oxiden löses upp och återbildas. Denna hastighet bestäms av extern pålagd last och eventuella restspänningar i materialet. Hela processen är dessutom en funktion av ECP och mikrostruktur. I Figur 35 illustreras förloppet som sker i sprickspetsen vid spricktillväxt. Sprickan upphör att växa om de kritiska nivåerna för miljö, material och spänningar inte längre uppfylls. När detta sker kan plastisk töjning äga rum vilket resulterar i att sprickspetsen blir bredare och tillväxten avstannar.²⁶

^{aa} R. Kilian, Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Prediction of Stress Corrosion Cracking Initiation in Water-cooled Nuclear Plants, September 7-12, Beaune, Burgundy, France



Figur 35 Schematisk skiss över fenomen som hör ihop med "slip oxidation mechanism" och spricktillväxt.^{bb}

Interkristallin spänningskorrosion

Interkristallina sprickor utgår och växer i korngränser. Interkristallin spänningskorrosion har framförallt uppträtt i sensibiliserade material såsom austenitiska material i BWR samt nickelbaslegeringar. Sensibiliseringen bidrar till att krom utarmas vid korngränserna vilket bidrar till att korngränserna blir mer mottagliga för korrosionsangrepp. Processen för interkristallin sprickning kan upprätthållas via oxidupplösningsprocessen som beskrivs i föregående avsnitt. Det vill säga att sprickan propagerar genom kontinuerlig upplösning av det skyddande oxidskiktet i sprickspetsen. Korrosionshastigheten ökar då det inte finns någon skyddande oxid i området. Propageringen sker vid den värmepåverkade svetszonen där utarmning av krom är påtaglig och svetsegenspänningarna höga. Propageringshastigheten är en funktion av spänning i materialet, materialets känslighet samt vattenkemi.²⁶

Transkristallin spänningskorrosion

Som namnet antyder går transkristallina sprickor genom kornen och inte längs med korngränserna. Transkristallina spänningskorrosionsangrepp kan även uppträda i legeringar som ej utsatts för särskild värmebehandling, exempelvis svetsning eller annan yttre behandling som exempelvis kallbearbetning. Hos dessa material har inte krom utarmats från korngränserna. Korngränserna är då inte lika känsliga för sprickning som i fallet då krom utarmats. En spricka initieras istället av glidningsprocesser i materialet och ofta även genom reaktion med aggressiva ämnen såsom klorider. Spricktillväxten är beroende av miljöfaktorer såsom korrosionspotential och närvaro av aggressiva specier, till exempel klorider.²⁶ På senare tid har transkristallin spänningskorrosion som initierats på externa

^{bb} NUREG/CR-6923, BNL-NUREG-77111-2006, Expert Panel Report on Proactive Materials Degradation Assessment, Appendix A, Brookhaven National Laboratory, 2006, s.A-32

systemtor uppmärksammats. I underhållsprogram och åldringshanteringsprogram koncentreras utvärderingen i stor utsträckning till fenomen och defekter som uppträder exempelvis inuti rör. Mindre uppmärksamhet har historiskt generellt ägnats till att utvärdera tillståndet på de externa ytorna. Ansamling av klorider på utsidan av ett rör utgör ett sådant scenario. Det kan vara kontamination av klorider eller atmosfärisk korrosion som initierar angreppen. Det är en utmaning att undvika denna typ av angrepp eftersom de allra flesta olika typer av material kan angripas samt att klorider finns närvarande i exempelvis havsnära miljö och handsveit.¹²

Primärvatteninducerad spänningskorrosion

Primärvatteninducerad spänningskorrosion är ett specialfall av interkristallin spänningskorrosion som verkar på nickelbaslegeringar (Alloy 600) på primärsidan i PWR där låga potentialer råder (reducerande miljö till skillnad mot oxiderande miljö i BWR). För denna typ av angrepp bidrar en ökad andel av utfällda kromkarbider vid korngränserna till att motståndet mot spänningskorrosion ökar. Detta är i motsats till vad som generellt gäller för interkristallin spänningskorrosion.

Mekanismen bakom denna typ av spänningskorrosion är inte helt kända, några samband har dock kunnat fastställas. Det har konstaterats att initieringstiden för denna typ av spänningskorrosion oftast är lång. Processen är temperaturberoende och själva korrosionsreaktionen verkar äga rum inom potentialen för transformationen mellan nickel och nickeloxid. Mycket tyder på att det råder ett samband mellan temperatur samt miljön som styr reaktionen på ytan mellan nickel och nickeloxid. För att minska denna typ av spänningskorrosion sensibiliseras materialet för att öka andelen kromkarbider vid korngränserna.³¹

Förebyggande åtgärder

Det är endast när samtliga faktorer illustrerade i Figur 30 samverkar som spänningskorrosion kan uppstå. God kontroll av vattenkemin med avseende på föroreningar, exempelvis klorider och sulfater är en viktig faktor för att minska risken för spänningskorrosion. En annan åtgärd i BWR är att dosera vätgas för sänka korrosionspotentialen i systemen. En annan åtgärd som sänker korrosionspotentialen på ytorna är att applicera ädelmetallkemi. Vilka åtgärder som är lämpliga varierar mellan olika reaktorer och driftsförutsättningar. I PWR är korrosionspotentialen generellt låg eftersom vätgas doseras.

Vid utbyte av material bör så resistent material och materialkombinationer som möjligt väljas. Generellt är material med låg kolhalt mindre känsliga. En väsentlig del av spänningarna som driver spänningskorrosion består av restspänningar som uppkommer som en följd av exempelvis svetsning. Inbyggda spänningar kan minskas genom exempelvis förbättrade svetsprocesser i samband med utbyte av material och komponenter.²⁶

Spänningskorrosion var ett problem som gjorde sig till kännat under mitten av 1980-talet i de svenska kärnkraftverken. Det är främst hos den äldre generationens reaktorer som fenomenet förekommit. I de nyare reaktorerna (Oskarshamn 3 och Forsmark 3) har spänningskorrosion ej varit ett större problem. Det kan härledas till att materialet som används generellt är mindre känsligt för spänningskorrosion samt att vattenkemin kontrollerats väl.³⁶

2.6.3 Påverkan på drift och säkerhet

Kraftbolagen i Sverige har förbättrat säkerhetsnivån i anläggningarna genom att vidta olika åtgärder för att förebygga spänningskorrosion. Det har skett genom utbyte av komponenter till mindre känsligt material optimering av miljö samt forskning om mekanismerna för processerna som äger rum.¹²

Hanteringen av inspektions- och underhållsprogram för spänningskorrosion regleras av strålskyddsmyndigheten. Vilka program, system och intervall som gäller uppdateras kontinuerligt för varje reaktor. Degradering som en följd av spänningskorrosion är alltså något som följs upp mycket noga på de svenska kärnkraftverken.

Utveckling av nya material och metoder för att undvika spänningskorrosion skulle kunna bidra till längre stabil drift hos reaktorerna där inspektions- och utbytestillfällena kan ske mer sällan. En spricka som upptäcks under drift och som bedöms äventyra driftsäkerheten kan kräva att reaktorn ställs av under en period. Detta innebär produktionsbortfall samt att reaktorn utsätts för ett större antal snabbstopp.

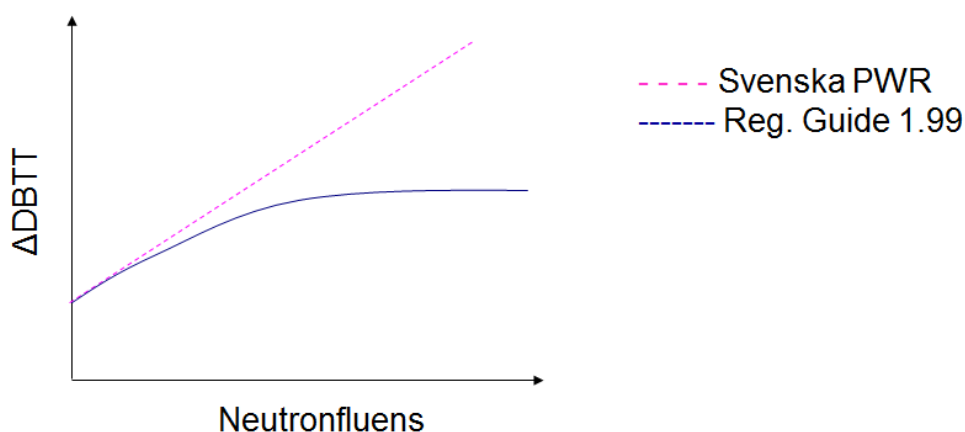
En genomgående spricka i exempelvis ett rör skulle kunna få som konsekvens att hett vatten läcker ut med aktivitetsspridning som följd eller att kylvattenförsörjningen påverkas. Provning och utvärdering sker kontinuerligt för att undvika att sådan skada uppstår.

3 Driftorienterade exempel

I detta kapitel introduceras några olika praktiska exempel som på olika sätt kan illustrera åldringsfenomen och mekanismer. Exempelen ges även på situationer som kan bli vanligare i takt med att reaktorernas ålder ökar.

3.1 PWR - Ringhals – hållfasthetsegenskapernas utveckling i reaktortanken

Svetsproverna som ingår i surveillancekapslarna från Ringhals 3 och 4 visar signifikant skillnad i skift i omslagstemperatur samt graden av försprödning jämfört med vad olika modeller förutsäger (exempelvis Reg guide 1.99 rev2 och French FIS model). Reg guide förutsäger att mättnad i skiftet för omslagstemperatur ska inträffa vid högre fluenser, något som proverna från Ringhals 3 och 4 ej uppvisar. En förklaring till uppförandet är de höga halterna av nickel (> 1.5%) i svetsmaterialet samt synergieffekter mellan nickel och mangan. Halterna av nickel och mangan ligger över rekommenderade halter i de senaste rekommendationerna från US-NRC rörande materialsammansättning.⁹ Det är troligt att mättnad även kan uppstå i dessa material när alla ämnen som kan förflyttas så har gjort, det vill säga det som inträffat med koppar. En anledning till att mättnad uppkommer mycket senare i dessa material är att halten nickel (>1%) är mycket högre än kopparhalten (0.1%). Det finns med andra ord många fler atomer tillgängliga som kan förflytta sig i materialet. En annan faktor som kan bidra till i vilken takt som försprödning och mättnad sker är de olika ämnenas diffusionshastighet. Figur 36 visar en principskiss över neutronfluensen som funktion av omslagstemperaturen för vedertaget uppförande internationellt samt uppförandet hos reaktortankarna vid Ringhals.

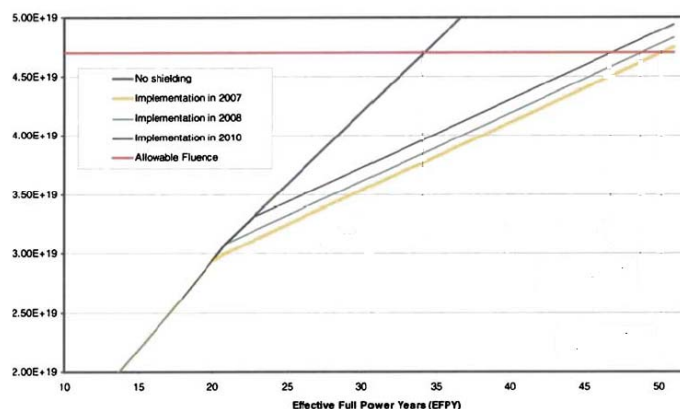


Figur 36 Principskiss över omslagstemperatur som funktion av neutronfluens för det "normala" utseendet för kurvan internationellt och utseendet för svenska PWR.¹²

De flesta svenska reaktortankarna tillverkades av företaget Uddcomb. Det primära målet vid tillverkningen var att konstruera tankar med högsta möjliga slagseghet. För att åstadkomma bättre omslagstemperatur även i svetsarna användes nickelhaltigt svetsmaterial, svetsarna blev felfria och den värmepåverkade zonen var mycket liten. Då tankarna driftsattes uppvisade de utmärkta hållfasthetsegenskaper och svetsarna höll mycket god kvalitet.^{12,14,37} Vid tiden för tillverkningen var det känt att nickel och mangan skulle kunna bidra till försprödning av materialet, detta ansågs dock inte vara en primär frågeställning. Det primära målet var just att tillverka reaktortankar med mycket hög slagseghet. Detta exempel illustrerar väl hur åtgärder som vidtas för att komma bort från ett känt problem kan få andra konsekvenser som måste beaktas i samband med livstidsförlängning.

De utvärderade surveillanceproverna har en "lead-faktor" och har därmed utsatts för högre stråldos än reaktortanken vid den aktuella tidpunkten. För tillfället föreligger alltså ej fara för att säkerhetsmarginalerna för reaktortankens mekaniska egenskaper äventyras. För att möjliggöra förlängd drifttid kan åtgärder för att begränsa stråldosen för reaktortanken vidtas genom värmebehandling av reaktortanken, modifiering av härden eller skärmning.⁹

Lyckade exempel där glödgning av reaktortanken utförts är vid Loviisa 1 av VVER-typ. För reaktortankarna av VVER-typ har åtgärden haft framgång eftersom skiftet i omslagstemperatur till största delen härrör från den höga kopparhalten i materialet. Vid modifiering av härden är det av vikt att utvärdera de termohydrauliska effekterna för härden. Den termiska effekten påverkas också vid en sådan åtgärd varvid mindre elektricitet kan produceras och lönsamheten försämras. Genom att introducera element mellan härden och reaktortanken som absorberar neutroner kan stråldosen till tanken begränsas. Figur 37 visar effekten av när skärmning av härden införs på antalet år som reaktorerna kan vara i drift.⁹



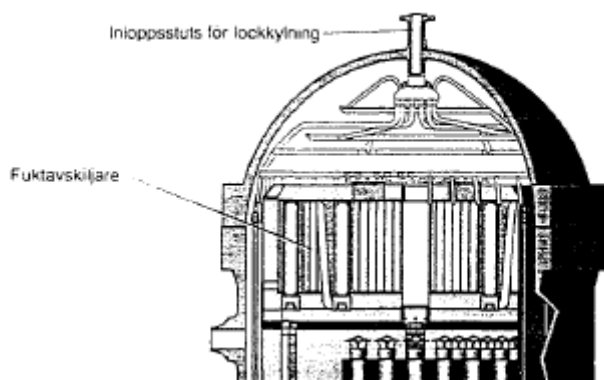
Figur 37 Neutronfluens som funktion av drifttid vid olika åtgärder vidtagna vid olika tidpunkter.^{cc}

^{cc} P.Efsing, C. Jansson, T. Mager et al, Journal of ASTM International, Vol 4, No.7, 2007, s. 9

3.2 BWR – Barsebäck - kloridkontamination

Tanklocket är försett med en lockylning som endast är i drift under en kort period i samband med nedkylningen av reaktortankens lock inför revisionsavställningar. Lockylningen består av ett rör som är flänsad på stuts och stigarledning och utgör ett "naturligt handtag" som kan användas i samband med locklyft.¹²

I mitten av 1990-talet upptäcktes korrosionsangrepp vid flänsförbandet, angreppet kunde identifieras genom att fukt upptäcktes på utsidan av röret i samband med att det skulle demonteras. Vid utvärderingen av hur angreppet uppstått upptäcktes att området var kloridkontaminerat på ett område motsvarande en handflata i storlek. Kloridkontaminationens ursprung bestod annorlunda uttryckt i cirka 20 års ackumulerad handsveit. Detta exempel illustrerar hur små repetitiva handlingar under en längre tidsperiod kan resultera i betydande materialdegradering. En så enkel handling som att använda handskar i samband med lyftet skulle vara tillräckligt för att förebygga angreppet. För att undvika liknande händelser är det viktigt att nå ut med instruktioner om vikten av enkla åtgärder så som exempelvis användning av handskar vid särskilda arbetsuppgifter i organisationen. Detta exempel visar på kopplingen mellan driftrelaterat ledarskap och åldringsfrågor.¹²



Figur 38 BWR – tanklockskylning

3.3 BWR - Oskarshamn och Forsmark – utbyte av interndelar

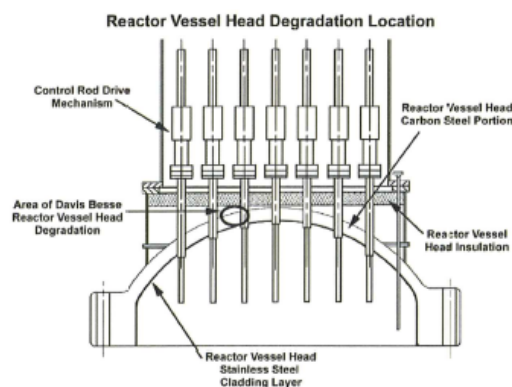
Som en följd av spänningskorrosion och termisk utmattning i interndelar ersattes det gamla härdgallret och moderatortanken med nya komponenter vid Oskarshamn 1 år 1997. Vid Forsmark 1 och 2 år 1998 samt vid Forsmark 3 år 2010 utfördes motsvarande byte. Ekonomiska aspekter låg bakom bytena på Forsmark. Liknande utbyte av interndelar har exempelvis utförts vid flera japanska verk.³⁸

Vid de svenska reaktorerna är det ur en teknisk synvinkel en relativt enkel operation att byta ut härdkomponenter eftersom interndelsstapeln är konstruerad som en bultad konstruktion. Den är med andra ord konstruerad för att kunna ersättas. I Japan däremot är konstruktionen för

interndelsstapeln inte bultad utan svetsad. En svetsad konstruktion är generellt stabilare samt enklare och billigare att konstruera. Vid tiden för uppförandet av dessa kraftverk ansågs det ej troligt att interndelarna skulle bytas ut, varvid en lätt utbytbar konstruktion ej alltid ansågs nödvändig.^{18,38}

3.4 PWR - Davis Besse – degradering av reaktortanken

Davis Besse är en PWR som finns i Ohio, USA. Under många år var denna reaktor mycket driftpålitlig och rankades som topppresterande. I samband med en inspektion 2002 upptäcktes ett nästan genomgående korrosionsangrepp på tanklocket. Angreppet var drygt 100 cm² stort och nådde ned till den rostfria claddingen (drygt 0.6 cm tjock). Eftersom angreppet upptäcktes innan det gått igenom hela tanklocket medförde händelsen ej någon fysisk skada. Dock var säkerhetsmarginalerna mycket små. Om angreppet ej skulle ha upptäckts är det möjligt att en allvarlig kärnkraftsolycka skulle kunna ha inträffat.³⁹



Figur 39 Korrosionsangreppets placering på reaktortankslocket till Davis Besse reaktorn.^{dd}

Angreppet på tanklocket uppstod som en följd av att borsyra reagerat med kolstålet. Borsyran i sin tur kom från ett läckage via en genomgående spricka vid en genomföring för styrtavar. Sprickan ska ha initierats av PWSCC. Borsyreläcket var känt sedan tidigare men det ansågs härröra från flänsarna ovanför tanklocket varvid korrosionsangrepp ej ansågs möjliga.³⁹

Efter incidenten utfördes omfattande utredningar för att utreda orsakerna ur ett såväl ledarskaps- som ett tekniskt perspektiv. Ur utredningarna framkom att det var stort fokus på att hålla driftkostnaderna så låga som möjligt. Jämfört med andra anläggningar utfördes färre inspektioner och man höll sig inte heller uppdaterad om de senaste erfarenheterna från branschen. Organisationen fokuserade på att identifiera symptom snarare än att hitta grundorsakerna. Exempel på detta var att personalen rapporterade in händelser som olika mindre läckage samt att filterbyten skedde med allt

^{dd} IAEA proceedings series, Material degradation and related managerial issues at Nuclear Power Plant, Vienna, 15-18 Feb, 2005, s. 7

högre frekvens. Det skedde inte någon övergripande utredning för att förstå rotorsaken bakom dessa olika incidenter.

En av lärdomarna efter incidenten är att tidigare felfri drift vid full effekt kan leda till att man tar för givet att allt fungerar som det ska och att defekter och nya tekniker förbises.³⁹



Figur 40
reaktorn.^{ee}

Fotografi av korrosionsangreppet på reaktortanklocket till Davis Besse

^{ee} IAEA proceedings series, Material degradation and related managerial issues at Nuclear Power Plant, Vienna, 15-18 Feb, 2005, s.8

4 Sammanfattning och diskussion

I detta avsnitt sammanfattas och diskuteras åldringsfenomenen för olika komponenter eller material i kärnkraftverken. Specifika områden där mer kunskap och forskning är nödvändig samt områden som innebär särskilda utmaningar presenteras. Dessa sammanfattas punktvis i anslutning till respektive stycke.

4.1 Reaktortanken

Försprödning av reaktortanken är det åldringsfenomen som ägnas mest uppmärksamhet i litteraturen. Beskrivning av mekanismen bakom såväl som provnings- och utvärderingsmetoder samt simuleringsverktyg beskrivs och diskuteras. Försprödning av reaktortanken identifierades redan tidigt som ett potentiellt problem med konsekvensen reaktortanksbrott som värsta scenario med risk för kylvattensförlust och överhettning av härden. För att möta dessa risker inleddes tidigt forskning om fenomenet. Forskningen mynnade ut i materialstandarder och surveillance-program där tankmaterialets förändring i omslagstemperatur kan följas över tiden. Idag anser de svenska experterna det osannolikt att brott med kylvattenförlust som konsekvens kan uppstå eftersom tankmaterialet provas och utvärderas via surveillanceprover som har en "lead-faktor". När proverna uppvisar hållfasthetsegenskaper där säkerhetsmarginalerna börjar äventyras kommer reaktorerna inte att beviljas drifttillstånd längre än att hållfastheten och segheten i tanken kan garanteras.

Surveillanceprogrammen som utformades på 1970-talet designades utifrån antagandet att reaktorerna skulle vara i drift i 40 år. Varje svensk reaktor har ett program för surveillanceprover som är fastställt av strålsäkerhetsmyndigheten. För de svenska reaktorerna gäller att varje reaktor har ett eget program. Gemensamt för alla de svenska reaktorerna är att minst tre provkapslar placerades i reaktorerna. När varje prov ska tas ut för utvärdering skiljer sig åt mellan reaktorerna. Vid en förlängd drifttid består utmaningen i att använda återstående prov på bästa sätt samt att eventuellt placera nya prover i reaktorerna. Vidare är analys av dosbelastningen som proverna i reaktorerna utsatts för ett hjälpmedel vid utvärderingen av tillståndet hos reaktortankarna. Ytterligare ett angreppssätt som kan bidra till förståelse för materialegenskapernas utveckling består i att rekonstruera prover och behandla data med utgångspunkt i brottmekaniska beräkningar. Utifrån detta kan så kallade masterkurvor konstrueras som utgår från brottmekaniska beräkningar och statistiska modeller. Sammanfattningsvis består utmaningarna för framtiden i;

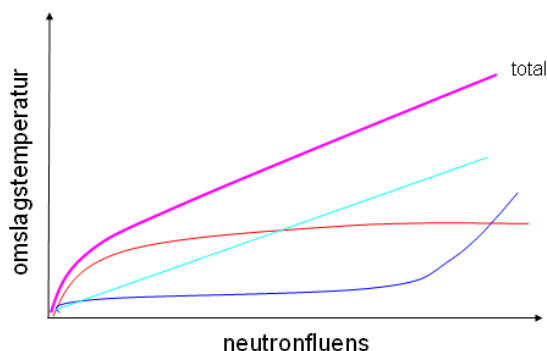
- Optimal användning av befintliga surveillanceprover
- Uppföljning av dosbelastningen för befintliga surveillanceprover
- Utveckling av surveillanceprogram för nya prover
- Positionera masterkurvorna i diagrammet för material med lite avvikande sammansättning vid höga doser

Olika faktorerers relativa bidrag till försprödningen varierar med neutronfluensen. Vissa mekanismer, exempelvis utfällning av kopparhaltiga partiklar, mättas och bidrar ej signifikant till ytterligare försprödning vid högre stråldoser. Andra mekanismer medverkar till förändringar även sent i reaktorernas liv, till exempel påverkan från nickel och mangan i material med höga halter av dessa ämnen.^{9,40} Forskning om dessa linjärt beroende fenomen med genomslag vid höga doser bedrivs bland annat inom projektet Longlife inom NULIFE (se Appendix).

Exempel på bidrag till försprödningen som gör sig till känna först efter höga doser är nickel- och manganrika utskiljningar och agglomerat. Vid låga doser överskuggas dessa utskiljningar eftersom de är små och få i relation till effekterna som dominerar vid låga doser. Exempel på hur olika mekanismer kan påverka förändringen i materialets hållfasthetsegenskaper illustreras i Figur 41 där omslagstemperaturen är avsatt mot neutronfluens schematiskt. Vilka mekanismer och processer som ökar såväl som minskar med ökande stråldos är frågor som aktualiseras i takt med att reaktorernas drifttid förlängs. En annan aspekt som är av intresse att utforska är vilken inverkan bestrålningsflux har för hur tankmaterialets hållfasthetsegenskaper utvecklas med tiden. Beroende på resultaten kan en reaktors driftsätt anpassas så att reaktorn kan behållas i säker och stabil drift under önskad drifttid. Aktuella områden för framtida studier kan sammanfattas till;

- Olika faktorerers bidrag vid ökande dpa
- Effekter av linjärt beroende fenomen med genomslag vid höga doser.
- Inverkan av neutronflux på reaktortankens hållfasthetsegenskaper

De ovanstående punkterna kan anses vara av särskilt intresse för de svenska reaktortankarna tillverkade av Uddcomb (det vill säga de flesta svenska reaktortankar) eftersom dessa har hög halt av nickel och mangan i svetsarna. För att förutsäga den maximala stråldosen som tankmaterialet kan motta används extrapolerade surveillance-data från internationella databaser. Dessa är ej tillämpbara för de svenska tankarna med unik sammansättning. Detta visar än mer på vikten av ett väl utformat surveillanceprogram för att möjliggöra uppföljning och utvärdering av tankens hållfasthetsegenskaper.



Figur 41 Principskiss för hur olika mekanismer kan förändra materialets hållfastegenskaper med ökande stråldos. Olika mekanismer kan bidra till olika grad vid olika fluenser. De olika färgerna i figuren representerar olika mekanismtyper schematiskt.¹³

För att möjliggöra fortsatt säker drift kan stråldosen begränsas genom att härden modifieras. Beroende på vilka härdförändringar som sker kan det leda till olika konsekvenser som det är nödvändigt att utvärdera. Det kan handla om att man får lägre effekt från reaktorn eller att aktivitetsspridningen i systemet förändras vilket kan leda till annan dosbelastning för underhållspersonal. Modifiering av härden är ett alternativ för att begränsa stråldosen och på så sätt behålla reaktorerna i drift ytterligare tid. En annan åtgärd som vidtagits på reaktortankar som försprödat till hög grad är så kallad "post annealing" eller glödning. Metoden har använts för tankar av material med hög kopparhalt. I fall med lägre kopparhalt har tanken återförsprödat mycket snabbt efter glödningen.¹³ Hitintills har inte värmebehandling av reaktortanken ansetts vara ett primärt alternativ för att förlänga drifttiden. Kunskapen om vad som händer under själva processen och vilka egenskaper tanken erhåller efter behandlingen är inte klarlagda. För att en sådan åtgärd ska godkännas av myndigheten krävs att man kan bevisa att tanken efter behandlingen uppfyller alla krav.

Avstannad spricktillväxt (eng. crack arrest) är ett annat område med stora kunskapsluckor. En defekt (till exempel i en svets) som uppstår i ett område som är lokalt försprödat och utsatt för olika omständigheter propagerar inom det försprödade området. När sprickan når mer segt material stoppas den. Det är också möjligt att beskriva fenomenet som en defekt som uppstår lokalt i gittret men som ej utgör ett hot för den övergripande strukturella integriteten.⁴¹ Förståelse för avstannad spricktillväxt skulle kunna innebära att försprödningens verkliga inverkan på reaktortankarnas strukturella integritet skulle kunna kartläggas med följd att bestrålningsbegränsningar för olika typer av material skulle kunna tas fram.¹³ Ett område där kunskapsluckor finns är alltså;

- Avstannad spricktillväxt

Att försprödning av reaktortanken som en följd av neutronbestrålning är en möjlig drifttidsbegränsande faktor är experterna eniga om. Dock ansågs det inte utgöra ett hot eftersom det är ett åldringsfenomen som följs i

sureveillanceprogrammen. Det är en större utmaning att förutsäga de mekanismer och fenomen som är mindre studerade.

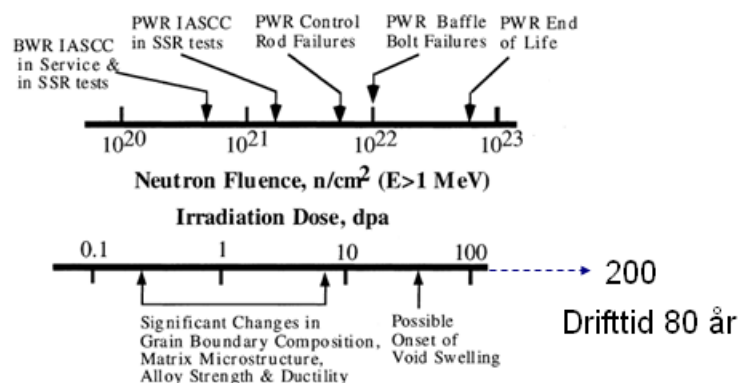
Reaktortanken utsätts för termiska transienter i samband med snabbstopp som leder till kall avställning. Antalet transienter som reaktortanken kan utsättas för innan risk för att utmattningssprickor kan uppstå är begränsat. Antalet termiska transienter kan därmed bli begränsande för reaktorernas livslängd.⁴² Det är ett möjligt scenario då det kan förväntas att antalet snabbstopp ökar i takt med att anläggningarna åldras. Om snabbstoppen kan hållas på en låg nivå, medför det att belastningen på reaktortanken blir lägre och att reaktorerna i sin helhet kan behållas i drift under en längre tid. I arbetet att hushålla med transientbudgeten ingår även utvärdering av transienternas verkliga effekter. Det som teoretiskt på designstadiet definierades som en transient speglar inte den verklighet som reaktorerna utsatts för. Det är inte enbart reaktortanken som påverkas av transienter, dock är det främst hos reaktortanken som fenomenet kan bli skarpt begränsande för livslängden eftersom tanken klassificeras i kategorin svårutbytbara komponenter. Utmaningar för framtiden är;

- Undvikande av stopp för att hushålla med transientbudgeten
- Förståelse för transienter och dess verkliga effekter

4.2 Interndelar

För de högst bestrålade interndelarna beräknas den maximala stråldosen under 40 års drift till cirka 10 dpa för BWR (undantaget vissa utbytbara hårdkomponenter) och cirka 100 dpa för PWR. Om en förlängd drifttid till 80 år beaktas beräknas dosen för PWR till 150 - 200 dpa.¹⁷ Figur 42 illustrerar några hållpunkter för händelser samt fenomen som beräknas ske efter olika stråldoser. Materialreferenser som bestrållats i lättvattenreaktorer till doser högre än 120 dpa saknas idag. Utbudet av relevant material som bestrållats till 100-120 dpa är otillfredsställande eller saknas helt. Det högt bestrålade materialet som finns tillgängligt för undersökningar idag kommer från tunnväggiga komponenter som thimble-tuber och instrumentledrör. Högt bestrålade material från tjockväggiga komponenter saknas. Kunskaper om doser i intervallet ~50 till 100 dpa är begränsat på grund av de ovan nämnda anledningarna. Påverkan på materialet vid mycket hög dos utgör okänt territorium. Högre stråldos kan erhållas från snabbreaktorer, dock skiljer sig neutronspektra för de olika typerna av reaktorer åt varvid bestrålningseffekterna ej är fullt jämförbara. Inom ett av de internationella samarbetena som är under uppbyggnad, IFRAM (se Appendix), finns planer på att samla materialdata för material som åldrats (företredesvis drifttid > 40 år). Utmaningar idag för undersökning av högt bestrålat material är;

- Tillgång till relevant material (100-120 dpa)
- Högt bestrålat material saknas (> 120 dpa)
- Material från tjockväggiga komponenter saknas

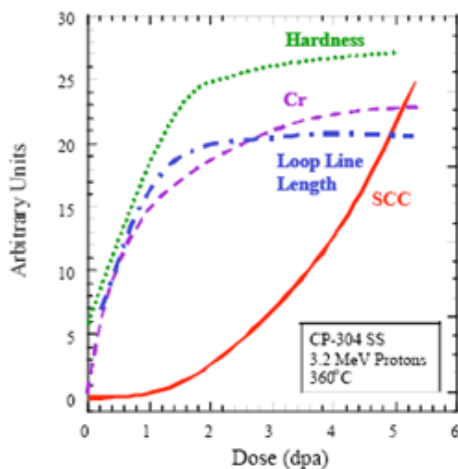


Figur 42 Maximal stråldos samt IASCC bidrag vid ökande stråldos.^{ff}

Som i fallet med försprödning av reaktortanken så är mekanismen för IASCC ej helt känd, särskilt vid högre stråldoser. Sannolikt består mekanismen av en kombination av olika faktorer som kromutarmning, förhårdnande, lokalisering av deformation till korngränser, segring av föroreningar samt bildning av voids, utskiljning av nya faser och fasomvandlingar, vilka alla beskrivs i kapitel 2.2 Bestrålnings effekter i austenitiska material. Dock är ej korrelationen dem emellan helt känd och det är möjligt att ytterligare faktorer, som ej ännu har identifierats eller uppmätts, har betydelse för uppkomsten av spänningskorrosion. Mätbara förändringar i materialet som hårdhet eller kromutarmning ökar snabbt vid låga doser men når sedan mättnad. Hårdhet, kromutarmning samt mikrostrukturen utvecklas med ungefär samma hastighet. Känsligheten för IASCC följer ej utvecklingen av de ovan nämnda förändringarna i materialet, se Figur 43. Tillgången på data för utvecklingen av känsligheten för IASCC vid högre doser är begränsad. Det är troligt att den snabbaste ökningen sker i intervallet ~ 1 -10 dpa och att ökningen avtar vid högre doser.¹⁹ För en förståelse av IASCC är det önskvärt att studera;

- Korrelation mekanism och IASCC

^{ff} S.M Bruemmer, E.P. Simonen, P.M. Scott et al, Journal of Nuclear Materials 274 (1999) s. 300



Figur 43 Sammansatt diagram som visar hur parametrarna bestrålningssassisterad segring, mikrostruktur (uttryckt som loop line length) och hårdhet förändras med ökande dos. Också benägenheten för bestrålningseffekter i austenitiska material med ökande dos redovisas.⁹⁹

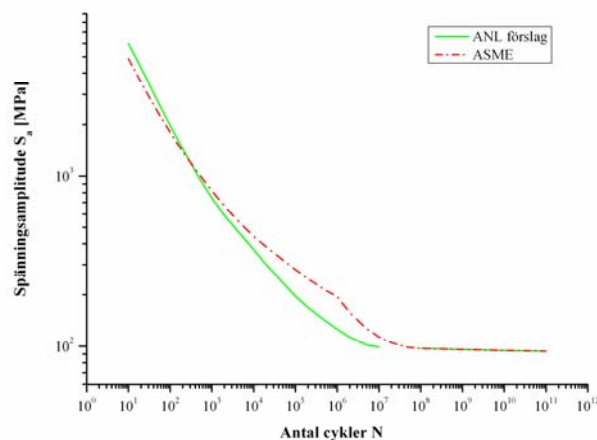
Ökad förståelse för mekanismerna och utvecklingen av IASCC i materialet med ökande stråldos skulle bidra till ett bättre underlag för att kunna ta beslut angående byte av interndelar. I vissa fall kan det vara mer lönsamt att byta interndelar och på så sätt minska kostnaderna för inspektioner. Kostnaderna för eventuellt utbyte av interndelar bör också balanseras mot den eventuella förlängda tid som reaktorn kan vara i drift om bytet genomförs mot om det inte genomförs.

4.3 Komponenter som utsätts för cykliska belastningar

Utmattning var det åldrings- och degraderingsfenomen som komponenterna i kärnkraftverken designades utifrån via ASME S-N kurvor. ASME-kurvorna togs fram i laboratorieexperiment i luft med små provstavar. Direkt hänsyn till möjliga miljöeffekter som finns under verkliga driftförhållanden togs inte. Provstavarnas design skiljer sig åt jämfört med verkliga komponenter som ofta har en komplex geometri. På senare år har undersökningar utförts på Argonne National Laboratories (ANL) för att uppskatta miljöpåverkan på utmattningsbelastningar för att möjliggöra revision av nuvarande designkurvor.⁴³ För att hantera inverkan av miljön har miljöfaktorer tagits fram. Designkurvan för luft för ett visst material divideras med respektive miljöfaktor för att få en designkurva för just dessa förhållanden. Områden där kunskapsluckor finns är;

- Provstavar vs. komponenter med komplicerad geometri i utmattningstester
- Utmattningsdata i verklig reaktormiljö

⁹⁹Gary. S. WAS, 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems, WA, Aug. 10-14, 2003, s. 969



Figur 44 Designkurva enligt ASME och ANL med spänningsamplitud som funktion av antalet cykler.^{hh}

Om utnyttjandefaktorer skulle beräknas med hänsyn till miljöfaktorerna som ANL tagit fram erhålls en kvot som för många komponenter skulle överskrida ett. Detta innebär att teoretiskt skulle komponentens livslängd vara passerad med konsekvens att komponenten sätts under tätare inspektion. Sprickor har ej upptäckts i dessa komponenter och ANL-kurvornas giltighet har ifrågasatts av branschen.²⁹

Fall då ANL-kurvornas giltighet ifrågasätts är utmattningsbelastningar bestående av återkommande transienter med en signifikant tid emellan, till exempel mellan uppstart och avställning. Detta simuleras med en ren utmattningsbelastning, det vill säga genom tester där provstavar utsätts för repetitiva cykler som följer direkt på varandra. Teoretiskt borde oxidskiktet brytas ned i de första cyklerna varvid miljön får direkt angrepp mot ren metallyta i efterföljande cykler. Under verkliga förhållanden borde oxidskiktet knäckas av transienten men då tiden till nästa transient är lång finns tid för oxidskiktet att återställas. Utmattningsprovningar med hålltid utgör exempel på provning som kanske bättre skulle kunna simulera verkliga förhållanden.²⁹ Ett område för framtida utmattningsförsök är;

- Utmattningscykler med hålltid

Om ANL-kurvorna med korrigerade miljöfaktorer börjar tillämpas medför det att resurserna för provning skulle behöva ökas väsentligt som en följd av att komponenternas utnyttjande faktor närmar sig eller överstiger ett. Provning som bevisar att materialet ej passerat sin livslängd skulle kunna innebära resursbesparingar.

4.4 Rostfritt gjutgods och svetsgods

Processen för termisk åldring av rostfritt gjutgods är mycket långsam under LWR-förhållanden. För drifttiden 40 år ansågs det ej möjligt att denna

^{hh} Martin König, Studsvik Nuclear AB

Åldringsmekanism skulle kunna bidra nämnvärt till förändrade egenskaper hos materialet. Nu finns det dock indikationer på att mekanismen kan vara av betydelse.² Vid förlängd livstid är det möjligt att termisk åldring kan utgöra en åldringsmekanism med signifikant betydelse för materialets mekaniska egenskaper.^{12,37,42} Flera av de intervjuade experterna uttryckte att termisk åldring är ett fenomen som kan bli av betydelse men att kunskapen om fenomenet är mycket begränsad. Man uttryckte även att det är en utmaning att utforma experiment för att studera fenomenet och förstå vilka de eventuella konsekvenserna av fenomenet är. Eftersom processen vid termisk åldring i reaktormiljö är mycket långsam är det nödvändigt med mycket långa experiment för att kunna mäta förändringar. Detta är ofta orimligt ur ett tids- och ekonomiskt perspektiv. Det är därför önskvärt att utföra accelererade experiment. Ett vanligt tillvägagångssätt för att accelerera en process består i att utföra försöket vid förhöjd temperatur. Vid utförandet av ett sådant experiment är det nödvändigt att ta hänsyn till att mikrostrukturen ser olika ut vid olika temperaturer samt att olika fasomvandlingar sker. Det gäller alltså att utforma experimentet på så sätt så att processerna som sker blir representativa för de processer som sker under driftsförhållanden. En utmaning består således i att designa accelererade experiment för att studera fenomenet termisk åldring under LWR-förhållanden i rostfritt gjutgods;

- Accelererat experiment

Möjligt tillvägagångssätt att studera termisk åldring är att utföra mikroskopi på material från komponent som varit i drift sedan det att reaktorerna togs i drift och avgöra huruvida förändringar i mikrostrukturen kan härledas till att termisk åldring existerar. En svaghet med tillvägagångssättet är att det är svårt att lokalisera referensmaterial.¹³ Ett område för framtida studier är;

- Högupplösande mikroskopi på prov från komponent för att förstå förändringar i mikrostrukturen

Termisk åldring anses vara en utmaning för framtiden eftersom kunskap om fenomenets betydelse är begränsad. När materialintegriteten ej kan garanteras hos en komponent utgör byte av komponenten ett alternativ för att garantera att säkerhetsmarginalerna ej äventyras.

4.5 Perspektiv

Försprödning av reaktortanken är det åldringsfenomen och den komponent som i litteratur och vid intervjuer som presenteras som livstidsbegränsande för kärnkraftverket. Dock kan ifrågasättas huruvida försprödning av reaktortanken utgör ett hot eftersom reaktortankens kondition utvärderas via surveillanceprogrammen och att fenomenet sedan lång tid är identifierat. Kanske är det mindre studerade eller helt okända fenomenen och mekanismerna som blir avgörande för hur lång tid som de olika reaktorerna hålls i drift? En av de största riskerna kanske består i att det fokuseras på de mekanismer som är identifierade? Är det effekterna av termisk åldring eller bestrålningseffekter i austenitiska material som blir begränsande för reaktorernas livslängd, vilka är fenomen som ej är studerade för lång drifttid respektive höga stråldoser?

I Tabell 10 sammanställs några potentiella livstidsbegränsande komponenter som tagits upp vid intervjuer som genomförts med expertis från kärnkraftsbranschen. Som kan utläsas är det de komponenter som är svåra att byta ut som kan bli direkt begränsande för drifttiden. Andra komponenter är möjliga att byta ut, här består utmaningen snarare i utförandet av oförstörande provning för att kunna avgöra om alternativt när ett utbyte av en komponent är nödvändig. Ibland kan det vara både resurskrävande och praktiskt svårt att utföra provning, då kan det vara mer ekonomiskt fördelaktigt att byta ut komponenten.

Tabell 10 *Möjliga livstidsbegränsande metalliska komponenter identifierade från intervjuerna.*

Komponent	Konsekvens	Åtgärd	Kunskapsluckor / utmaningar
Reaktortank	Försprödning	Förändrad bränslekonfiguration Skärmning Värmebehandling	Avstannad spricktillväxt Linjärt beroende fenomen Olika faktorerers bidrag vid ökande dpa Värmebehandling
Drivdonstuts	Termisk utmattning	Ändra flöden Byte av komponent	Mkt svåra att byta ut
Tankgenomföringar	Korrosion Utmattning	Byte av komponent	Mkt svåra att byta ut
Härdgaller Moderatortank Baffelplåtar Formers Rör Ånggenerator m.m.	Försprödning Sprickor Förtunning m.m.	Byte av komponent	Oförstörande provning

Idag arbetas det aktivt med åldringsfrågor och många åldringsförbättrande åtgärder har genomförts, på de svenska kärnkraftverken. Exempel på åtgärder är att man vid rörbyten idag väljer rostfria material som är mer beständiga mot korrosion och spänningskorrosion. Tanklocksbyten har genomförts och samtliga svenska PWR-reaktorer har nya ånggeneratorer. Interndelar har bytts ut, byten som man inte räknade med att man kunde göra när reaktorerna konstruerades. Ständiga förbättringar av systemen har kontinuerligt genomförts genom att man i samband med utbyte av komponenter och system medvetet har valt bättre material och konstruktioner än de ursprungliga.¹²

De största utmaningarna kanske inte är av materiell art utan snarare består i att använda och sprida den kunskap som finns. Vid åtskilliga sidospår i intervjuerna återkom frågan om kompetensförsörjning och kunskapsåterföring. Ett citat lyder "det finns ofta en tanke bakom varje konstruktion" vilket illustrerades med att det som av en person identifierades som en svetsblåsa visade sig vara ett avluftningshål. Denna detalj framkom

när personen och konstruktören samtalade. Hade detta utbytet ej ägt rum hade avluftningshålet försvunnit. Vidare består utmaning i att få ut befintlig kunskap i organisationen så att exempelvis incidenter liknande korrosion vid tanklockskyllningen på Barsebäck kan undvikas. En viktig fråga framöver är;

- Kunskapsöverföring

En annan utmaning består i att en del mekanismer har byggts bort och därmed också fallit i glömska. Vid ett senare tillfälle kanske inte ett fenomen som konstruerats bort tas i beaktande. Denting (typ av spaltkorrosion som uppstod i spalten mellan stödplåt och ånggeneratortuberna) var ett fenomen som i tidigare IAEA rapporter² exemplifierade som åldringsfenomen, i moderna rapporter nämns inte denting och detta som en konsekvens av att konstruktionsförändringar har genomförts för att designa bort problemet.

I takt med att reaktorerna åldras krävs fler reservdelar, reservdelar som det många gånger är svårt att få tag på som följd av att tillverkningen upphört. När komponenter byts ut är det också vanligt att materialet ersätts av ett mindre sprickkänsligt material. Eftersom det inte är möjligt att garantera att ett material inte kan spricka är det nödvändigt att utföra utvärdering och ha planer för åtgärder när materialet spricker. Det som skiljer olika spricktåliga material åt är tiden för sprickinitiering och propageringshastighet.

I korthet, hur bedrivs arbetet med åldringsfrågor på kärnkraftverken?

Det kanske viktigaste dokumentet för kraftverksägare och tillståndshavare är EPRI materials degradation matrix, EPRI-MDM.⁴⁵ I denna sammanfattas kunskapsläget om komponenter, material, åldring och degraderingsmekanismer. IGALL (International Generic Ageing Lessons Learned) är ett IAEA program där erfarenhetsdatabaser och rekommendationer för åldringshantering av komponenter och system byggs upp och sprids mellan IAEAs medlemsländer.⁴⁶ De svenska kraftverken håller på att utforma åldringshanteringsprogram baserade på dessa.

Hur länge kommer de svenska reaktorerna vara i drift?

Utlåtandet från de olika experterna lyder;

Experterna menar att det troligen inte blir den tekniska begränsningar som kommer att vara begränsande för hur länge de olika reaktorerna kommer att vara i drift. Ekonomiska och politiska motiv kommer mer troligt att bli avgörande för den slutgiltiga livslängden. Ur ett tekniskt perspektiv menar de att en drifttid om 80 år inte är omöjlig för vissa av reaktorerna.^{12,13,14,37,42}

Enligt en av EPRI initierad studie där 47 ledande amerikanska experter intervjuades svarade nästan 90 % att en förlängd livstid utöver 60 år är sannolik.⁴⁴

5 Slutsatser och utmaningar för framtiden

Inom EPRI-MDM och IGALL sammanfattas en del av den litteratur som finns tillgänglig inom ämnet "åldring av metalliska komponenter i kärnkraftverk". Litteraturen är många gånger "spretig" och det saknas till viss del dokument som ger en bra övergripande bild över samtliga fenomen som förekommer i ett kärnkraftverk. Av de organisationer som arbetar med forskning och utveckling inom kärnkraftsområdet är de övergripande forskningsmålen ofta mycket övergripande formulerade varvid det finns en utmaning i att identifiera specifika kunskapsluckor. Denna rapport har siktat på att ge en bred överblick för området med nedslag på viktiga frågor.

Denna sammanställning har mynnat ut i en teoretisk beskrivning av de i litteraturen vanligen upptagna åldringsfenomen kompletterat med synpunkter och perspektiv från den svenska materialexpertisen inom kärnkraftsbranschen.

Bestrålningsförsprödning är det åldringsfenomen som ägnas störst uppmärksamhet i litteraturen. I Sverige är det ett fenomen som har ägnats uppmärksamhet eftersom försprödningsutvecklingen i reaktortankarnas svetsar skiljer sig från den utveckling som generellt är observerad internationellt. Ökad förståelse för mekanismen vid höga stråldoser för linjärt beroende fenomen med genomslag vid höga doser och avstannad spricktillväxt är områden där ytterligare forskning vore önskvärd.

Bestrålningseffekter på austenitiska material är andra fenomen som interndelar kan utsättas för. En heltäckande förståelse för mekanismerna bakom såväl som vad som sker i materialet efter mycket höga stråldoser, saknas.

Termisk åldring består i en mycket långsam process som kan öka i betydelse i och med att kärnkraftverken behålls längre i drift. Experimentella studier av termisk åldring efter lång tid är svåra att utföra eftersom processen är mycket långsam och svår att accelerera via temperaturökning eftersom fasomvandlingar inträffar i materialet.

Komponenterna i kärnkraftverken designades konstruktivt efter ASME-kurvor för att klara ett visst antal cykler. Dessa kurvor togs fram i luft och inte i reaktormiljö varvid kurvornas giltighet har ifrågasatts. Miljöfaktorer för att korrigera dessa kurvor har tagits fram, men validiteten av dessa har ifrågasatts av kärnkraftsbranschen.

Det är av största vikt att samtliga i organisationen är uppmärksamma på små förändringar och följer gällande föreskrifter så att "onödiga" incidenter kan undvikas eller att defekter identifieras tidigt så att säkerhetsmarginalerna inte riskeras.

Generellt är experterna eniga om att det är troligt att de svenska reaktorerna kommer att klara av en drifttid om minst 50 – 60 år. För några reaktorer kan tiden sannolikt bli längre.

Sammanfattningsvis sammanställs de kunskapsluckor som identifierats inom området åldring av metalliska komponenter i kärnkraftverk:

- Erhålla tillräckligt underlag för att kunna dra slutsatser om bestrålningsförsprödning av reaktortanken vid höga doser.
- Samband mellan bestrålningseffekter i austenitiska material och mätbara förändringar i materialet.
- Inverkan av termisk åldring hos komponenter av rostfritt gjutgods.
- Utvärdering av utmattning i reaktormiljö under relevanta cykler.

6 Referenser

1. Akira, IAEA Support for operating nuclear reactors, Nuclear Power and Energy Security, 2010
2. IAEA TECDOC -540, Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing, 1990
3. Japan Nuclear Energy Safety Organization, Incorporated Administrative Agency, Aging Management of Nuclear Power Plant, 18 Feb, 2009
4. ORNL/TM-2006/530, A Physically Based Correlation of Irradiation-Induced Transition Temperature Shifts for RPV steels, Oak Ridge National Laboratory, 2007
5. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.11, Integrity of reactor pressure vessel in Nuclear Power Plants: Assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels, 2009
6. S.J. Zinkle, G.S. Was. Acta Materialia 61 (2013) pp. 735-758
7. R.K. Nanstad, G.R. Odette et al., ORNL white paper on materials for LWRSP 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems, Stevenson, Virginia Beach, Aug. 23-27, 2009
8. G.R. Odette, G.E. Lucas, Journals of the Minerals, Metals and Materials Society, 53(7) (2001), pp. 18-22
9. P. Efsing, C. Jansson, T. Mager et al, Journal of ASTM International, Vol 4, No.7, 2007, pp.1-12
10. ASTM E-185-82 Standard Practice for Conducting Surveillance Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels
11. 10CFR50 Appendix H Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements
12. Pål Efsing, Ringhals AB, Privat kommunikation, 2010
13. Kjell Norring, Studsvik Nuclear AB, Privat kommunikation, 2010
14. Mats Molin, Forsmark Kraftgrupp AB Privat kommunikation, 2010
15. IAEA TECDOC - 1470, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: BWR Pressure Vessel, 2005
16. IAEA TECDOC - 1556, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessel, 2007
17. S.M. Bruemmer, E.P. Simonen, P.M. Scott et al, Journal of Nuclear Materials 274 (1999) pp. 299-314
18. Anders Jenssen, Studsvik Nuclear AB, Privat kommunikation, 2010

19. G. S. WAS, 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems, Stevenson, WA, Aug. 10-14, 2003
20. D.J. Edwards, F.A. Garner, S.M. Brummer et al., Journal of Nuclear Materials. 384 (2009) pp. 249-255
21. G.S. Was, P.L. Andresen, ASM Materials Handbook, Volume 13B Corrosion, Section 5-A3, Effects of Irradiation on Corrosion and SCC in LWRs, 2010
22. P. Scott, Journal of Nuclear Materials, vol. 212 (1994) pp.101-122
23. S. Ishino, B. L. Eyre, Itsuro Kimura, Proceedings of the International Symposium on Mechanisms of Material Degradation and Non-Destructive Evaluation in Light Water Reactors, Osaka, May 27-29, 2002
24. IAEA TECDOC – 1557, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessel Internals, 2007
25. K. Norring, SKI Rapport 95:66, Degradering av rostfritt gjutgods, Okt, 1995
26. NUREG/CR-6923, BNL-NUREG-77111-2006, Expert Panel Report on Proactive Materials Degradation Assessment, Appendix A, Brookhaven National Laboratory, 2006
27. R. Kilian, Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Prediction of Stress Corrosion Cracking Initiation in Water-cooled Nuclear Plants, Beaune, Burgundy, France, September 7-12, 2008
28. T. Shoji, K. Gott, NUREG/CR-6923, pp. B202-B210
29. Roth, B. Devrient, Environmental effects on fatigue – possible reasons for the apparent mismatch between laboratory test results and operational experience, Frontevraud 7, 27-30 Sept, 2010
30. L. P. Pook, Metal fatigue: what it is, why it matters, Dordrecht, USA, 2007
31. IAEA TECDOC – 1361, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Primary piping in PWR:s, 2003
32. C. Gustafsson, S. Björnsson, J. Chen et al- "The influence of Fe and Zn addition upon activity build-up in BWR system piping" Proceedings of International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Paris, France. September 24-27, 2012.
33. B. Aghili, Erosionskorrosion, SKI Rapport 99:29, 1999
34. R.L. Jones, J. Hickling "Topical Report on Boric Acid Corrosion", NUREG/CR-6923, pp. B278-B295, 2006
35. Jiaxin Chen, Studsvik Nuclear AB, Privat kommunikation, 2011
36. K. Gott, Skador i svenska kärnkraftanläggningars mekaniska anordningar 1972-200, SKI Rapport 02:50, 2002

37. Christer Jansson, Vattenfall AB, Privat kommunikation, 2010
38. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-32, Heavy component replacement in Nuclear Power Plants: Experience and guidelines, 2008
39. IAEA proceedings series, Material degradation and related managerial issues at Nuclear Power Plant, Vienna, 15-18 Feb, 2005
40. Technical Meeting On Degradation Of Primary System Components Of Water Cooled Nuclear Power Plants: Current Issues And Future Challenges, IAEA, VIENNA 5-8 NOV 2013
http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-11-05-11-08-TM-NPE/28.Kytka_Czech.pdf (hämtad 2014-04-29)
41. C.S. Wiesner, B. Hayes, Advances in Nuclear Science and Technology, vol. 26 (1999) pp.79-102B.
42. Bengt Bengtsson, OKG AB, Privat kommunikation, 2010
43. NUREG/CR-6909, ANL-06/08, Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, Argonne National Laboratory, 2006
44. L.J. Bond, S.R. Doctor, T.T. Taylor, Proactive Management of Materials Degradation – A Review of Principles and Programs, PNNL-17779, 2008
45. EPRI Materials degradation matrix, Revision 3, 2013 Technical report.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=000000000001020987&Mode=download> (Hämtad 2014-04-29)
46. <http://www-ns.iaea.org/projects/igall/> (Hämtad 2014-04-29)

Appendix

6.1 Pågående forskningsprojekt och internationella samarbeten

6.1.1 Nationell branschforskning

Medlemmar: De svenska kraftbolagen.

Syfte: Verka för säker och ekonomisk lönsam långsiktig drift av kärnkraftverken genom att underlätta för samarbete i forskning och utveckling inom den svenska kärnkraftsindustrin.

Fokusområden:

Bedrivs inom de olika områdena material, kemi och bränsle för BWR respektive PWR.

6.1.2 NULIFE – Nuclear plant life predictionsⁱ

Medlemmar: Ägare av kärnkraftverk samt företag och universitet som arbetar med kärnkraft i Europa.

Syfte: Verka för säker och ekonomisk lönsam långsiktig drift av kärnkraftverken genom att underlätta för samarbete i forskning och utveckling inom den europeiska kärnkraftsindustrin.

Fokusområden:

LONGLIFE – Undersöka mekaniska egenskaper samt effekter på mikrostrukturnivå hos reaktortanksmaterial som erhållit höga neutron doser.

STYLE - Optimera och utveckla avancerade verktyg för bedömning av strukturell integritet hos rör och ledningar.

6.1.3 Material ageing instituteⁱⁱ

Medlemmar: Electricité de France (EDF), Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Kansai Electric Power Company (KEPCO) och US Electric Power Research Institute (EPRI). (De största kärnkraftsaktörerna i världen)

Syfte: Rikta forskning och utveckling mot åldring av material i el-producerande anläggningar. Förståelsen för åldringsprocesserna kan öka genom gemensamma insatser och delning av forskning och experimentella resultat mellan medlemmarna.

Fokusområden:

CORPIN – Utveckling av modeller för miljöbetingad sprickning av nickelbaslegeringar och austenitiskt rostfritt stål i PWR primärkrets.

INTERNALS – Åldring av interndelar vid nedre delen av härden.

PERFORM-60 – Bestämning av bestrålningseffekter av interndelar genom multivariabelanalys.

6.1.4 EPRI – Electric power research instituteⁱⁱⁱ

Medlemmar: Elproducerande aktörer i USA samt internationella partners.

Syfte: Hjälpa medlemmarna med de tekniska utmaningarna som uppstår för att kunna tillgodose samhället med tillgänglig, prisvärd och miljövänlig elektricitet.

Fokusområden:

EPRI fokuserar en del av sina resurser inom ett "Long term operation (LTO) program". Några delprojekt inom LTO:

Reaktortank och interndelar i BWR – Forskning inom detektion, reparation, inspektion, lindring samt förebyggande åtgärder för spänningskorrosion i interndelar.

Tryckbärande material i PWR – Förståelse av faktorer som påverkar materialet samt sprickinitiering och spricktillväxt.

Korrosion i primärsystemet i BWR och PWR – Bidra till djupare förståelse för sprickinitiering och den tidiga fasen i propageringsprocessen

6.1.5 IFRAM - International Forum for Reactor Aging Management^{iv}

Medlemmar: Internationella atom energiorganet (IAEA), EPRI, andra amerikanska forskningsaktörer. Olika nationella organ i kärnkraftsnationer. M.fl

Syfte: Nätverk för internationellt samarbete som vill underlätta erfarenhetsutbyte och utformning av nationella program där kritiska aspekter behandlas för att kunna få säker och ekonomisk lönsamt drift vid förlängd drifttid av kärnkraftverken.

Fokusområden:

Nätverket är under uppbyggnad. I avsiktsförklaringen tas några punkter upp som man inledningsvis bör fokusera på.

Inspektionsprogram för nickelbaslegeringar

"Lessons learned" inom allmänna åldringsfrågor

Etablera databas över åldrat material (från drift och laboratorium)

Denna lista är ej heltäckande över aktuella, den tar endast upp exempel, forskningsprojekt och samarbeten som bedrivs världen över idag. Det är endast fokusområden som innefattar metalliska material i primärsystemen som tagits upp.

6.1.6 Referenser

- i. NULIFE Bulletin, Number 3, March 2010
- ii. Material ageing institute, <http://www.themai.org/>, 2010-11-15
- iii. EPRI, <http://portfolio.epri.com/Research.aspx?sId=NUC&rId=182>, 2010-11-15
- iv. IFRAM, <http://pmmd.pnl.gov/> 2010-11-15

ELFORSK

SVENSKA ELFÖRETAGENS FORSKNINGS- OCH UTVECKLINGS - ELFORSK - AB

Elforsk AB, 101 53 Stockholm. Besöksadress: Olof Palmes Gata 31
Telefon: 08-677 25 30, Telefax: 08-677 25 35
www.elforsk.se