

Anlage
Offene Fragen zum Integritätsnachweis der Reaktordruckbehälter der
Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 nach dem deutsch-belgischen
bilateralen Treffen vom 05. April 2016

Die Befunde in den Reaktordruckbehältern erfordern einen Integritätsnachweis unter Anwendung bruchmechanischer Berechnungsmodelle. Auch unter Berücksichtigung der Ergebnisse des deutsch-belgischen bilateralen Treffens vom 05. April 2016 sind folgende Punkte offen geblieben:

- Bruchmechanische Bewertung der Rissfelder unter Berücksichtigung der Anisotropie des Werkstoffs und der Nachweisgrenzen der zerstörungsfreien Prüfverfahren (zFP)
- Lastannahmen und Randbedingungen für Notkühltransienten
- Eigenspannungen im Grundwerkstoff unterhalb der Plattierung
- Tragfähigkeitsnachweis nach ASME BPVC, Section III

Das Beratungsgremium des BMUB, die Reaktorsicherheitskommission (RSK), hat in ihrer Sitzung in Form einer vorläufigen Kurzbewertung am 13. April 2016 Stellung genommen [1]. Die offenen Punkte werden im Rahmen des weiteren Beratungsprozesses detailliert aufbereitet.

Vorläufige Darstellung der offenen Punkte:

1 Bruchmechanische Bewertung der Rissfelder unter Berücksichtigung der Anisotropie des Werkstoffs und der Nachweisgrenzen der zFP.

- Fehlende Absicherung der bisher verwendeten Berechnungsmodelle durch aussagekräftige experimentelle Untersuchungen für die maßgeblichen Beanspruchungszustände, insbesondere mehrachsige mechanische und thermische Beanspruchungen, die bei Notkühltransienten auftreten.
- Der Einfluss der Anisotropie des Werkstoffs in den Seigerungszone auf die Rissbeanspruchung und die Interaktion zwischen den Einzelrissen eines Rissfeldes wird in dem verwendeten Berechnungsmodell eines einhüllenden Einzelrisses in einem als isotrop angenommenen Werkstoffvolumen nicht berücksichtigt.

- Das bisher verwendete Berechnungsmodell berücksichtigt nicht die möglicherweise vorhandenen, durch ZfP nicht erkennbaren Querverbindungen (Brücken) zwischen den Rissen innerhalb eines Rissfeldes. Mögliche Querverbindungen haben für die Integritätsbewertung eine hohe Bedeutung, da sie ein mögliches Risswachstum wesentlich beeinflussen können. Darüber hinaus wurden bisher mögliche existierende abgeschattete Risse sowie mögliche treppenförmige Rissverläufe, die nicht durch ZfP erkennbar sind, nicht berücksichtigt.
- Bei der Bestimmung der lokalen Rissbeanspruchung entlang der Rissfront durch das J-Integral sind, bei Verwendung der üblichen Methode der virtuellen Risserweiterung, Annahmen zur Richtung der virtuellen Risserweiterung erforderlich. Diese Annahmen können die Ergebnisse wesentlich beeinflussen. Für die zu betrachtenden Risslagen wurden bisher keine ausreichenden Untersuchungen zur Bestimmung des maximalen lokalen J-Integrals durchgeführt.

2 Lastannahmen und Randbedingungen für Notkühltransienten.

Bei den betrachteten Notkühltransienten wird davon ausgegangen, dass eine rotationssymmetrische Temperaturverteilung im Ringraum eine konservative Annahme darstellt. Asymmetrische Strahlen-Streifenkühlung (so wie sie im RDB bei solchen Transienten zu erwarten sind) wurde nicht betrachtet. Experimentell und analytisch wurde nachgewiesen, dass sich bei derartiger Belastung eine andere Hauptbeanspruchungsrichtung einstellt und sich z. B. für umfangsorientierte postulierte oberflächennahe Fehler im Bereich der Core-Naht höhere Rissbeanspruchungen ergeben können als bei einer rotationssymmetrischen Temperaturverteilung.

3 Eigenspannungen im Grundwerkstoff unterhalb der Plattierung

- Experimentelle Analysen an original Reaktordruckbehälter-Bauteilen bei der MPA Universität Stuttgart weisen auch nach der Spannungsarmglühung im Anschluss an die Plattierungsschweißung nicht vernachlässigbare Eigenspannungen (bis zu 200 MPa Zugspannungen) im Bereich der Wärmeeinflusszone des Grundwerkstoffs auf. Wie sich solche Eigenspannungen, insbesondere bei Notkühltransienten, auf das Verhalten eines Rissfeldes auswirken, wurde in der Nachweisführung für die Reaktordruckbehälter der Anlagen Doel-3 und Tihange-2 bisher nicht untersucht.

4 Tragfähigkeitsnachweis nach ASME BPVC, Section III

- Der Tragfähigkeitsnachweis nach ASME BPVC, Section III geht von einem rissfreien Bauteil aus. Die im Nachweisgang gewählte Vorgehensweise zur Ermittlung einer Kollapslast („plastic analysis collapse load“) unter Einbeziehung von Rissen stellt eine Erweiterung des Anwendungsbereichs der ASME Vorgehensweise dar, die durch entsprechende experimentelle Untersuchungen validiert werden sollte.

- Das zugrundeliegende Werkstoffmodell berücksichtigt nicht das bruchmechanische Verhalten eines Bauteils mit Rissen und überschätzt grundsätzlich das Verformungsvermögen der rissbehafteten Struktur. Dies gilt insbesondere für die hier vorliegende überwiegende Schubbeanspruchung der Risse und deren Interaktion innerhalb eines Rissfeldes. Darüber hinaus gelten auch hierfür die offenen Fragestellungen unter Punkt 1.

In diesem Zusammenhang wäre zu zeigen, dass noch eine ausreichende Tragfähigkeit des RDB für primäre Beanspruchungen nachgewiesen werden kann.

Fazit der RSK [1]:

Aufgrund der umfangreichen Untersuchungen und geführten Nachweise zu den RDB Doel-3 und Tihange-2 sowie der vorliegenden Erkenntnisse aus Forschungsvorhaben im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung in Deutschland kann davon ausgegangen werden, dass unter Betriebsbelastungen ein Integritätsverlust der drucktragenden Wand der RDB nicht zu unterstellen ist.

Bezüglich der Störfallbelastung ist aufgrund der oben genannten offenen Fragen für die RSK nicht nachvollziehbar, dass die hierfür geforderten und in den Nachweisen ausgewiesenen Sicherheitsabstände tatsächlich erreicht werden.

Um zu bestätigen, dass die erforderlichen Sicherheitsabstände eingehalten werden, bedarf es weiterer Nachweise sowohl experimenteller als auch analytischer Art. Hier ist von besonderer Bedeutung die Verifizierung der Konservativität der Anwendung des Ersatzfehlers für Rissfelder in anisotropen Werkstoffbereichen bei Störfällen mit mehrachsigen Beanspruchungen.

Aus heutiger Sicht gibt es keine konkreten Hinweise, dass die Sicherheitsabstände aufgezehrt sind. Es kann aber auch nicht bestätigt werden, dass diese sicher eingehalten werden.

Referenz:

[1] Anlage 1 zum Ergebnisprotokoll der 483. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 13. April 2016 (www.bmub.bund.de/N52994/)