

Bundesamt für Energie

Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Über- prüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken

Erläuternder Bericht

Juni 2007

I. Einleitung

1. Ausgangslage

Das Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 (KEG, SR 732.1) und die Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV, SR 732.11), die am 1. Februar 2005 in Kraft getreten sind, sehen keine gesetzliche Laufzeitbeschränkung für bestehende Kernkraftwerke vor. Diese können somit betrieben werden, solange sie sicher sind. Es genügt aber nicht, den Sicherheitsstandard, der zum Zeitpunkt der Bewilligungserteilung galt, zu halten. Vielmehr hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung seine Anlage ständig soweit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist (s. Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG). Damit soll das bestehende Sicherheitsniveau gehalten und verbessert werden.

Wegen des Verzichts auf eine Befristung der Betriebsbewilligungen der Kernkraftwerke (zurzeit ist einzig die Betriebsbewilligung des KKW Mühleberg befristet) sind Entscheidungskriterien nötig, wann ein Kernkraftwerk ausser Betrieb zu nehmen ist. Der Bundesrat hat die Kriterien, bei deren Erfüllung der Bewilligungsinhaber sein Kernkraftwerk vorläufig ausser Betrieb nehmen und nachrüsten muss (ABN-Kriterien), in Artikel 44 Absatz 1 KEV (Kernkühlung bei Störfällen oder Integrität des Primärkreislaufs oder Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet) festgelegt. Die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung dieser Kriterien sind hingegen vom Departement zu bestimmen. Das Verfahren für die Abwicklung von Nachrüstungen oder die Anforderungen, denen eine Nachrüstung genügen muss, sind hingegen nicht Gegenstand dieser Verordnung. Nachrüstungen werden wie Anlagenänderungen nach bestehenden Verfahren bewilligt oder freigegeben.

2. Grundzüge der Verordnung

Die ABN-Kriterien müssen nicht alle Fälle abdecken, bei denen ein Kernkraftwerk abgeschaltet werden muss. Den ABN-Kriterien vorgelagert sind die bewilligten Betriebsbedingungen in den technischen Spezifikationen. Bei deren Verletzung muss die Anlage abgeschaltet und allenfalls in Stand gesetzt werden. Fälle, welche mit einer Instandsetzung gelöst werden können, bei denen somit keine mit einer Nachrüstung verbundene Verbesserung nötig ist, werden von den ABN-Kriterien nicht erfasst.

Den drei Kriterien ist gemeinsam, dass sie Strukturen, Systeme und Komponenten betreffen, die nicht oder zumindest nicht einfach repariert oder ausgetauscht werden können. In der Regel können die Ursachen für die Ausserbetriebnahme nur durch umfangreiche Nachrüstmassnahmen beseitigt werden. Bei der Festlegung der Kriterien war insbesondere von Bedeutung, dass diese sowohl sicherheitsrelevant als auch gut überprüfbar sind.

Bei näherer Betrachtung ergeben sich zwei Gründe, warum die Integrität oder die Funktion einer Struktur, eines Systems oder einer Komponente nicht gewährleistet ist und damit das zugehörige ABN-Kriterium erreicht wird:

- **Auslegungsfehler:** Die Betriebsbewilligung für Kernkraftwerke wird aufgrund der Auslegungsgrundlagen erteilt. Es kann sein, dass die ursprüngliche Auslegung nach heutigem Stand des Wissens fehlerhaft ist und sich das Kernkraftwerk deshalb nicht so verhält wie vorgesehen. Auslegungsfehler werden in der Regel erst aufgrund von Ereignissen, Befunden oder auch neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen entdeckt. Bei der Überprüfung der ABN-Kriterien wird deshalb die Vorkommnisbearbeitung eine zentrale Rolle spielen. Dabei wird nachzuweisen sein, dass die Dosislimiten nach Artikel 94 der Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) eingehalten werden.
- **Alterungsschäden:** Im Gegensatz zu Auslegungsfehlern liegen Alterungsschäden nicht von Anfang an vor, sondern ergeben sich erst mit der Zeit. Eine Komponente wurde zwar anfänglich richtig ausgelegt, aber durch Abnutzungs- und Alterungsprozesse entspricht sie nicht mehr der ursprünglichen Auslegung oder dem heutigen Stand der Technik. Die wichtigsten Alterungsmechanismen sind strahlungsbedingte Versprödungsprozesse, Ermüdung, Erosion, Korrosion sowie Spannungsrisskorrosion. Im Unterschied zu Auslegungsfehlern entwickeln sich Alterungsschäden vorhersehbar. Ihr Verlauf kann mit entsprechenden Überwachungsprogrammen verfolgt werden.

Sowohl Auslegungsfehler wie auch Alterungsschäden können grundsätzlich bei allen drei ABN-Kriterien auftreten. Es ist jedoch zu erwarten, dass beim Kriterium "Kernkühlbarkeit bei Störfällen" vor allem Auslegungsfehler Ursache für eine Ausserbetriebnahme sein werden, während bei den Kriterien "Integrität Primärkreislauf" und "Integrität Containment" Alterungsschäden dominieren werden.

Der Aufbau der Verordnung folgt diesen beiden Kategorien. Nach den allgemeinen Bestimmungen im 1. Kapitel werden im 2. Kapitel Methodik und Randbedingungen bei Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern und im 3. Kapitel diejenigen für Alterungsschäden geregelt.

II. Erläuterungen einzelner Bestimmungen

1. Kapitel: Gegenstand

Art. 1 Gegenstand

In der vorliegenden Verordnung werden die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Ausserbetriebnahmekriterien geregelt. Die drei ABN-Kriterien gemäss Artikel 44 Absatz 1 KEV sind auf Kernkraftwerke, nicht aber auf Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential (s. Art. 22 KEV), Lager, Aufbereitungs-, Verarbeitungs- oder medizinische Anlagen anwendbar. Solche Anlagen haben weder einen Primärkreislauf noch ein Containment. Die bestehenden Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential besitzen auch keine eigentlichen Einrichtungen zur Kernkühlung: Die Kernkühlbarkeit wird durch Konvektion sichergestellt. Dazu kommt, dass bei Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential die Dosisgrenzwerte nach Artikel 94 StSV bei Störfällen eingehalten werden können. Daher betrifft diese Verordnung ausschliesslich Kernkraftwerke.

2. Kapitel: Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern

Auslegungsfehler können unerkannt bleiben und erst aufgrund von Ereignissen, Befunden oder auch von neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen oder Untersuchungen entdeckt werden. Bei der Überprüfung der Ausserbetriebnahmekriterien spielt daher die Vorkommnisbearbeitung eine zentrale Rolle. Es ist Aufgabe des Bewilligungsinhabers bei Vorkommnissen zu überprüfen, ob die aktuelle Auslegung der Anlage noch richtig ist.

Art. 2 Überprüfung der Auslegung

Absatz 1 bekräftigt die Selbstverantwortung des Bewilligungsinhabers. Er ist verpflichtet, aktiv zu werden, sobald er annehmen muss, dass in seiner Anlage aufgrund eines Auslegungsfehlers ein ABN-Kriterium verletzt sein könnte. Dazu muss er insbesondere den Stand von Wissenschaft und Technik sowie die Betriebserfahrungen in vergleichbaren Anlagen verfolgen und deren Bedeutung für die eigene Anlage beurteilen (s. Art. 36 KEV).

Absatz 1 legt sodann fest, in welchen Fällen der Bewilligungsinhaber eine Überprüfung der Auslegung zwingend vornehmen muss. Eine Überprüfung hat zu erfolgen, wenn in der eigenen Anlage Ereignisse oder Befunde auftreten, die auf der Störfall-Bewertungsskala INES der Internationalen Atomenergie-Agentur (IAEA) der Stufe 1 oder höher zugeordnet werden (s. Anhang 6 KEV).

Zudem hat ebenfalls eine Überprüfung zu erfolgen, wenn in einem vergleichbaren in- oder ausländischen Kernkraftwerk Ereignisse oder Befunde auftreten, die auf der Störfall-Bewertungsskala INES der Stufe 2 oder höher zugeordnet werden. Vorkommnisse der INES-Stufe 2 werden als "Zwischenfall" bezeichnet und weltweit über das Incident Reporting System der IAEA verbreitet. Es sind jedoch

erst Vorkommnisse ab Stufe 2 international meldepflichtig. Darüber hinaus kann auch die Aufsichtsbehörde jederzeit eine Überprüfung der Auslegung anordnen.

Absatz 2: Es ist nicht zweckmässig, auf Verordnungsstufe eine Frist für die Überprüfung und die Berichterstattung über die Ergebnisse festzulegen. Eine solche hat jedoch umgehend zu erfolgen, sobald die erforderlichen Grundlagen dazu verfügbar sind. Die Aufsichtsbehörde kann im Einzelfall den Umfang, die Art und die Fristen für die Überprüfung anordnen.

Art. 3 Ausserbetriebnahme

Die Ausserbetriebnahme hat zu erfolgen, wenn aufgrund eines Auslegungsfehlers die Dosislimiten für die Bevölkerung (s. Art. 94 Abs. 3-5 StSV) oder für das Personal (s. Art. 96 Abs. 5 StSV) nicht mehr eingehalten werden können.

Die anzuwendenden spezifischen Gefährdungsannahmen, Bewertungskriterien und Rechenvorschriften werden in einer eigenen Verordnung (s. Entwurf der Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen) und den zugehörigen Richtlinien der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) festgelegt.

3. Kapitel: Ausserbetriebnahme wegen Alterungsschäden

Beim Bau einer Anlage werden Komponenten verwendet, welche die Auslegungsanforderungen erfüllen müssen. Eine ursprünglich auslegungsgemässe Komponente kann sich jedoch aufgrund der Alterung in ihren Materialeigenschaften oder in ihrer Geometrie so verändern, dass sie ihre auslegungsgemässe Bestimmung nicht mehr erfüllen kann.

In der Regel können schadhafte Komponenten in Stand gesetzt oder ausgetauscht werden. Ein Alterungsschaden an einer solchen Komponente ist somit kein Grund für eine Ausserbetriebnahme. Dies trifft insbesondere auf die Komponenten der für die Kernkühlung benötigten Sicherheitssysteme zu.

Der Primärkreislauf und das Containment lassen sich hingegen nicht oder nur schwer austauschen bzw. nachrüsten. Ihr Zustand ist der limitierende Faktor für die Lebensdauer eines Kernkraftwerks. Deshalb stellen Alterungsschäden in diesem Bereich ein ABN-Kriterium dar.

Der Kernmantel eines Siedewasserreaktors stellt einen Grenzfall dar. Er kann Alterungsschäden durch Spannungsrisskorrosion aufweisen und kann nur schwer ausgetauscht werden (s. KKW Mühleberg). Andererseits wurden in mehreren betroffenen Werken Stabilisierungsmassnahmen getroffen (z.B. Klammervorrichtungen). Wenn mit einem Sicherheitsnachweis gezeigt werden kann, dass unter Annahme von schweren Unfallbedingungen und bei Unterstellung eines vollständigen Durchrisses aller horizontalen Schweissnähte die Schutzziele "Abschaltbarkeit des Reaktors" und "Kühlbarkeit des Reaktorkerns" gewährleistet sind, besteht kein Grund für eine Ausserbetriebnahme.

1. Abschnitt: Integrität des Primärkreislaufs

Der Primärkreislauf umfasst das Reaktordruckgefäss und die damit verbundenen Druck führenden mechanischen Ausrüstungen. Er ist sicherheitstechnisch von höchster Bedeutung. Wenn der Primärkreislauf bricht, strömt Dampf aus und Kühlmittel geht verloren. Ohne funktionierende Sicherheitssysteme wird der Reaktor nach kurzer Zeit nicht mehr gekühlt.

Der Primärkreislauf umfasst sämtliche Druck führenden mechanischen Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 1 (s. sicherheitstechnische Klassierung gemäss Ziff. 3 Anhang 4 KEV). Davon ausgenommen sind Rohrleitungen mit einem Innendurchmesser von 25 mm oder weniger. Solche Rohre werden insbesondere für Messleitungen verwendet. Sie sind aufgrund ihres geringen Durchmessers sicherheitstechnisch weniger bedeutsam und können bei einer Beschädigung relativ einfach ersetzt werden.

Art. 4 Versprödung des Reaktordruckbehälters

Durch die Neutronenstrahlung verlieren das Grundmaterial und das Schweissgut des Reaktordruckbehälters im Kernbereich des Reaktors an Zähigkeit. Auf diese Weise kann es zu einer Zunahme der Festigkeit einerseits und andererseits zu einer Abnahme der Zähigkeit und damit zu einer Versprödung kommen.

Eine verringerte Zähigkeit kann bedeuten, dass bei einer plötzlichen ausserordentlichen Belastung schnelle Spröbruchrisse beim Reaktordruckbehältermaterial auftreten könnten. Dies wäre beispielsweise dann möglich, wenn im Falle einer Notkühlung plötzlich grosse Mengen kaltes Wasser in den heissen, unter Druck stehenden Reaktordruckbehälter eingespiesen werden müssten (Pressurized Thermal Shock, PTS). Das Material des Reaktordruckbehälters darf daher ein gewisses Mass an Zähigkeit nie unterschreiten.

Als Grenzkriterium für die zeitliche Extrapolation der Neutronenversprödung wird international überwiegend das Kriterium der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC verwendet (s. Reg. Guide 1.99 Rev. 2). Danach sind die Werkstoffe des Reaktordruckbehälters bei der Auslegung so zu wählen, dass sichergestellt ist, dass die Spröbruch-Referenztemperatur den Wert von 93°C nicht überschreitet. Für den Bereich des Zählbruchverhaltens wird gefordert, dass die gemessene Hochlagenenergie aus Kerbschlagversuchen grösser als 68 Joule ist. Ein entsprechender Nachweis kann auch mit bruchmechanischen Methoden erbracht werden.

Die Einhaltung dieser Mindestwerte für die Zähigkeit wird für die Integrität des Reaktordruckbehälters auch während des gesamten Betriebes verlangt.

Art. 5 Risse im Primärkreislauf

Wegen ihrer Bedeutung sind für sicherheitstechnisch klassierte, Druck führende Komponenten in den technischen Spezifikationen und den Richtlinien der HSK umfangreiche Überwachungsmassnahmen vorgeschrieben. Damit können allfällige Schädigungen (z.B. beginnende Rissbildung durch Ermüdung

oder Spannungsrisskorrosion) erkannt und behoben werden, bevor es zu einem Wand durchdringenden Riss kommt.

Wenn trotzdem ein Wand durchdringender Riss im Primärkreislauf auftritt, liegt ein Konstruktionsfehler oder ein unbekannter Schädigungsmechanismus vor, welcher eine Ausserbetriebnahme rechtfertigt.

Art. 6 Wandstärken des Primärkreislaufs

Die Wandstärken der Komponenten des Primärkreislaufs werden im Rahmen der Wiederholungsprüfungen überwacht. Prüfbereiche, Prüfumfang und Prüfintervalle sind in den Prüfvorschriften und in den Alterungsüberwachungsprogrammen geregelt. Auch hier gilt, dass allfällige Schädigungen frühzeitig erkannt und behoben werden können.

Für die Berechnung der Mindestwandstärke sind für Innendruck und Rohrwandtemperatur die maximal möglichen Werte unter Beachtung aller möglichen Betriebszustände einzusetzen. Das ABN-Kriterium wird erreicht, wenn die rechnerische Mindestwandstärke unterschritten ist¹.

Wenn die zulässige Mindestwandstärke unterschritten wird, liegt ein Konstruktionsfehler oder ein unbekannter Schädigungsmechanismus vor, welcher eine Ausserbetriebnahme rechtfertigt.

2. Abschnitt: Integrität des Containments

Das Containment dient der Rückhaltung der aus dem Reaktor bei einem Störfall freigesetzten radioaktiven Stoffe und dem Schutz gegen äussere Einwirkungen. Die schweizerischen Kernkraftwerke verfügen über ein primäres Containment (Stahldruckschale) und ein sekundäres Containment (Betonhülle).

Das primäre Containment ist so ausgelegt, dass bei Auslegungstörfällen die Integrität und die Dichtigkeit gewährt bleiben und radioaktive Stoffe eingeschlossen bleiben.

Das sekundäre Containment umschliesst das primäre Containmentsystem mit seinen Durchdringungen und ist im Wesentlichen für den Schutz gegen äussere Einwirkungen gedacht.

Art. 7 Wandstärke der Stahldruckschale

Das primäre Containment einer Anlage wird periodisch integralen Lecktests unterzogen, welche in den technischen Spezifikationen vorgeschrieben sind. Solange die gemessenen Leckraten unterhalb der festgelegten Grenzwerte sind, kann angenommen werden, dass das Containment auch weiterhin seine Barrierenfunktion erfüllt.

¹ Die Mindestwandstärke richtet sich nach den Normen der American Society of Mechanical Engineers, Boiler and Pressure Vessel Code, ASME III, NB-3640 (ohne Zuschläge und mit einem Sicherheitsbeiwert von 1,0)

Nicht durch solche Lecktests erfasst werden dagegen Wandstärkenabnahmen durch flächenhafte Korrosion, insbesondere in der Einspannzone, wo die Stahldruckschale in Betonstrukturen befestigt wird. Daher wird der Wandstärke des primären Containments hier besonders Rechnung getragen. Bei einer Unterschreitung der zulässigen Mindestwandstärke ist das Kernkraftwerk ausser Betrieb zu nehmen.

Für die Berechnung der Mindestwandstärke sind für Innendruck und Innentemperatur die maximal möglichen Werte unter Beachtung aller möglichen Betriebszustände zu setzen. Das ABN-Kriterium wird erreicht, wenn die rechnerische Mindestwandstärke² unterschritten wird.

Art. 8 Risse und Abplatzungen der Betonhülle

Stahlbetonstrukturen können auf verschiedene Arten altern oder beschädigt werden. Ein Beispiel dafür ist die Karbonatisierung. Wenn die Karbonatisierung bis in die unmittelbare Umgebung der Armierungseisen vordringt, können diese beim Auftreten von Feuchtigkeit rosten und anschwellen, was zu Rissen und zu Abplatzungen führen kann. Neben Rissen und Abplatzungen im Beton werden Strukturen auch dadurch geschwächt, dass der Verbund zwischen den Armierungseisen und dem Beton nachlässt und der Stahlbeton somit nicht mehr genügend widerstandsfähig gegenüber Biegemomenten, Zug- und Querkräften ist. Die gleichen negativen Folgen treten bei fortschreitendem Rosten auch durch Querschnittsreduktion der Armierungseisen auf. Neben diesen Schädigungen können sich auch Risse durch starke Verformungen bilden, wie sie bei Senkungen oder nach starken Erdbeben und Bränden auftreten können.

Da Beton schon bei der Herstellung viele kleine, jedoch unbedeutende Risse infolge Hydratationswärme, Schwinden oder Verformungszwängungen aufweist, werden Risse erst ab einer Breite von 0,5 mm berücksichtigt. Zur Überprüfung der Betonhülle wird daher das Erfassen von Rissen mit einer Breite von über 0,5 mm auf den Oberflächen gefordert. Wenn mehr als 20 % der Betonoberfläche, im Bereich von vorgespannten Bauteilen mehr als 10 % der Betonoberfläche, durch Abplatzungen und durch Risse beschädigt sind, so ist die Integrität der Betonhülle nicht mehr gewährleistet.

² Die Mindestwandstärke richtet sich nach den Normen der American Society of Mechanical Engineers, Boiler and Pressure Vessel Code, ASME III, NE-3300