

Kiel, im Dezember 2010

Abschluss der periodischen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) für das Kernkraftwerk Brokdorf

Die Sicherheitsüberprüfung (SÜ) 2006 des Kernkraftwerks Brokdorf (KBR) wurde durch die Atomaufsichtsbehörde des Landes Schleswig-Holstein abschließend bewertet. Diese Sicherheitsüberprüfung ist neben der laufenden Atomaufsicht eine zusätzliche Maßnahme zur Erfassung des Sicherheitsstatus des Kernkraftwerkes auf Basis der erteilten Genehmigungen, des Ist-Zustandes der vorhandenen Anlage und der Anforderungen des Standes von Wissenschaft und Technik. Die abgeschlossene Sicherheitsüberprüfung 2006 ist nach der Sicherheitsanalyse aus dem Jahre 1996 die zweite derartige umfassende Untersuchung für das Kernkraftwerk Brokdorf.

1. Einleitung

Die Verpflichtung zur Durchführung einer regelmäßigen Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Brokdorf ist bereits in der 2. Teilbetriebsgenehmigung (TBG) für das Kernkraftwerk Brokdorf vom 03.10.1986 verankert. Erstmals im Jahre 1996 wurde eine Sicherheitsüberprüfung vorgelegt und bewertet.

Nach § 19a des Atomgesetzes (AtG) sind die Betreiber von Kernkraftwerken darüber hinaus seit der AtG-Novelle 2002 auch gesetzlich verpflichtet, zu dem in der Anlage 4

des AtG genannten Termin eine anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung der von ihnen betriebenen Anlagen vorzulegen. 10 Jahre nach dem dort genannten Datum ist eine erneute Sicherheitsüberprüfung der Anlagen vorzulegen.

Zur Erfüllung des § 19a AtG und der Verpflichtung aus der 2. TBG legte die Betreiberin des Kernkraftwerkes Brokdorf im September 2006 die „Sicherheitsüberprüfung 2006“ für das KBR vor.

Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung hat die Genehmigungsinhaberin und Betreiberin des Kernkraftwerkes Brokdorf übergreifende Analysen und Beurteilungen des Sicherheitsstatus des Kernkraftwerkes Brokdorf durchgeführt. Diese Analysen und Beurteilungen wurden danach von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Aufsichtsbehörde geprüft und von der Aufsichtsbehörde bewertet. Dabei wurden neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse, Betriebserfahrungen und auch die laufende Fortentwicklung des kerntechnischen Regelwerkes einbezogen.

Zur Durchführung und zur Beurteilung der Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken sind bundeseinheitliche Leitfäden für die sog. Deterministische Sicherheitsanalyse, die Probabilistische Sicherheitsanalyse und die Deterministische Sicherungsanalyse zugrunde zu legen.

Die deterministische Überprüfung des Sicherheitsstatus der vorhandenen Sicherheitseinrichtungen der Anlage soll nach den gültigen Leitfäden schutzzielorientiert vorgenommen werden. Nachweisziel ist dabei die Bestätigung der Prognoseentscheidung der Dauerbetriebsgenehmigung, nämlich der Erhalt der Funktion und Integrität von Bauteilen unter Betriebs- und Störfallbedingungen.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (Risikoanalysen) als Teil der Sicherheitsüberprüfung werden nach drei Stufen unterschieden. Die Stufe 1 dient der Analyse und Quantifizierung der Ereignisabläufe bis zu einem Schadenszustand des Reaktorkerns. Die Stufe 2 untersucht, ausgehend von den Kernschadenszuständen und unter Einbeziehung der für den Unfallablauf charakteristischen Phänomene, mit welcher Wahrscheinlichkeit nach einem Kernschmelzen der Sicherheitseinschluss versagt und in welchem Ausmaß dann radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden. Dabei bauen probabilistische Analysen der Stufe 1 im Wesentlichen auf technischen Erfahrungen auf, während die Stufe 2 überwiegend Effekte und Phänomene jenseits der technischen Erfahrung behandelt und sich folglich überwiegend auf die rechnerische Simulation komplexer physikalisch-chemischer Vorgänge stützen muss.

Für die Aufsichtsbehörden ergänzt die Sicherheitsüberprüfung die Erkenntnisse über den sicherheitstechnischen Anlagenzustand aus der ständigen Aufsicht.

Wenn im Rahmen dieser Sicherheitsüberprüfung neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, ist zu prüfen und zu entscheiden

- ob Maßnahmen, z.B. Nachrüstungen, erforderlich werden und umzusetzen sind oder
- ob neue Unterlagen einzureichen sind, mit denen die Funktion und Integrität von Bauteilen unter Betriebs- und Störfallbedingungen nachgewiesen werden.

Mit betriebsbegleitend umzusetzenden Nachrüstungen wird eine Dynamisierung der Anlagensicherheit im Sinne einer ständigen Verbesserung erreicht. Wenn dies nicht freiwillig durch die Betreibergesellschaft geschieht, stehen der Behörde zur Durchsetzung der Maßnahmen grundsätzlich die Instrumente der §§ 17 und 19 des Atomgesetzes (AtG) unter den dort geregelten Voraussetzungen zur Verfügung.

2. Bewertungsmaßstäbe

In einer internen Richtlinie zur einheitlichen Bewertung einer Sicherheitsüberprüfung werden die Grundsätze und Inhalte der Sicherheitsüberprüfung für die Kernkraftwerke in Schleswig-Holstein beschrieben und definiert sowie Anforderungen an deren Begutachtung gestellt. Dabei wird auf die bundeseinheitlichen Leitfäden Bezug genommen. Für die hier zu betrachtenden Teilbereiche gelten übergeordnet folgende Prüfmaßstäbe:

Bei der schutzzielorientierten deterministischen Überprüfung¹ soll auf der Basis gültiger Nachweisunterlagen der sicherheitsrelevanten Systeme und Einrichtungen der Anlage und der zu erwartenden Belastungen aus dem Betrieb und aufgrund von zu betrachtenden Störfällen die Erfüllung der schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechni-

¹ Die Vorgaben der Leitfäden sollen bei der Durchführung der Sicherheitsstatusanalyse auf alle in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke angewendet werden.

schen Regelwerks² untersucht werden. Dies bedeutet eine Anwendung des bestehenden kerntechnischen Regelwerks derart, dass dabei die Einhaltung übergeordneter Schutzziele überprüft wird.

Bewertungsmaßstab für die schutzzielorientierte deterministische Sicherheitsstatusanalyse ist darüber hinaus, ob ein abdeckendes Spektrum von Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerkes beherrscht wird.

Die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse³ (PSA) sollen zur Bewertung des Sicherheitsniveaus und der Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts sowie zur Festlegung von Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden.

² Der Begriff kerntechnisches Regelwerk umfasst die Gesamtheit aller untergesetzlichen sicherheitsrelevanten Anforderungen an Kernkraftwerke nach dem Stand von Wissenschaft und Technik, einschließlich der neueren abgesicherten Erkenntnisse, die in den nachfolgend aufgeführten Unterlagen dokumentiert sind:

- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
- Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
- Richtlinien des Länderausschusses für Atomkernenergie,
- KTA-Regeln,
- Empfehlungen der RSK und SSK.

Das kerntechnische Regelwerk befindet sich in der Überarbeitung. Das daraus entwickelte übergeordnete Regelwerk befindet sich in einer Erprobungsphase.

³ Die Rahmenbedingungen zur Vorgehensweise und zum Umfang der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen einer PSÜ gemäß § 19a AtG sind im Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse festgelegt.

3. Sachprüfung der Sicherheitsüberprüfung

3.1 Sicherheitsüberprüfung der Betreiberin

Die Betreiberin des Kernkraftwerkes Brokdorf reichte im September 2006 die „Sicherheitsüberprüfung 2006“ zur Prüfung und Bewertung durch die Aufsichtsbehörde ein. Die Sicherheitsüberprüfung gliedert sich in insgesamt fünf Kapitel:

Kapitel 1 Einführung

Kapitel 2 Anlagenbeschreibung

Kapitel 3 Sicherheitsstatusanalyse

Kapitel 4 Probabilistische Sicherheitsanalyse

Kapitel 5 Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung und Gesamtbewertung

Die Sicherheitsüberprüfung wurde entsprechend dem zuvor mit der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde abgestimmten Konzept sowie den BMU-Leitfäden zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführt.

In der Anlagenbeschreibung werden die Anlage KBR sowie die übergeordneten Themen Strahlenschutz und Aktivitätsüberwachung, Brandschutz, Notfallschutz und bedeutsame Anlagenänderungen beschrieben. Die Sicherheitsstatusanalyse (SSA) umfasst eine deterministische Analyse der Anlage, im Wesentlichen bestehend aus der schutzzielorientierten Analyse der Störfallbeherrschung. Außerdem werden sicherheitsrelevante Einzelthemen behandelt sowie eine Überprüfung der vorliegenden Störfallanalysen vorgenommen. Der Aspekt „Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung“, in dem sicherheitsrelevante Bereiche des Betriebs des KBR im Betrachtungszeitraum bewertet werden, ist ebenfalls Bestandteil der SSA.

Im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) hat die Betreiberin die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes der Gesamtanlage KBR untersucht. Die Analyse beinhaltet die Untersuchungen zu internen Ereignissen aus dem Leistungsbetrieb der Anlage heraus, zu externen Ereignissen, anlageninternen Bränden und zu Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb der Anlage sowie zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung. Im Rahmen der Betrachtung von anlageninternen Ereignissen aus dem Leistungsbetrieb werden Lecks, Transienten und anlageninterne Überflutungen analysiert. Die Betreiberin

hat den Vorgaben des heranzuziehenden PSA-Leitfadens entsprechend eine PSA der Stufe 1 und eine PSA der Stufe 2 vorgelegt.

Die Betreiberin kommt dabei zu dem Ergebnis, dass

- alle Störfälle mit der erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht würden, indem die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Aktivitätsrückhaltung“ durch Erfüllung der Sicherheits- und Systemfunktionen eingehalten würden,
- das KBR keine sicherheitsrelevanten Defizite oder Abweichungen aufweise, welche den sicheren Betrieb oder die Störfallbeherrschung in Frage stellten. Es seien keine Anhaltspunkte dafür gefunden worden, dass die erforderliche Schadensvorsorge nicht gegeben sei. Es lägen alle Voraussetzungen für einen sicheren Betrieb auch in Zukunft vor. Die Sicherheitseinrichtungen beherrschten das gesamte zu unterstellende Spektrum von Störfällen wirksam und zuverlässig,
- die Betriebsführung in hohem Maße zur Sicherheit beitrage, wie durch die Auswertung der Betriebserfahrung bestätigt werde,
- die Beiträge der unterstellten Störereignisse und Systemausfälle zur Gesamt-Gefährdungszustandshäufigkeit recht ausgeglichen seien und dominante Beiträge nicht festgestellt worden seien,
- die in der PSA ermittelten Häufigkeiten für Gefährdungszustände⁴ und Kernschadenzustände⁵ zeigen würden, dass die Sicherheitstechnik auch aus probabilistischer Sicht auf einem sehr hohen Stand liege und ausgewogen sei.

Im Ergebnis ihrer Analysen und Bewertungen leitet die Betreiberin keine Maßnahmen zur weiteren Optimierung der Anlagensicherheit ab.

⁴Gefährdungszustand: Anlagenzustand, bei dem die Kühlung der Brennelemente nicht mehr von dafür vorgesehenen Systemen beherrscht wird. Ohne weitere Maßnahmen tritt ein Kernschadenzustand ein. Ein Gefährdungszustand kann u. U. mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand (unterkritisch, langfristige Kernkühlung) überführt und der Eintritt eines Kernschadenzustands verhindert werden

⁵ Kernschadenzustand: Anlagenzustand, der eintritt, wenn ein auslösendes Ereignis von den auslegungsgemäß vorgesehenen Systemen und von präventiven Notfallmaßnahmen oder Ersatzmaßnahmen nicht beherrscht wird und Kernmaterial (i.d.R. Steuerstabmaterial) im Reaktor zu schmelzen beginnt

3.2 Sachverständigenprüfung

Das seinerzeit noch zuständige Ministerium für Soziales, Gesundheit, Familie, Jugend und Senioren des Landes Schleswig-Holstein (MSGF) als atomrechtliche Aufsichtsbehörde hat die TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG damit beauftragt, im Rahmen des bestehenden Aufsichtsvertrages und auf Basis der internen Richtlinie des MSGF zur einheitlichen Bewertung von Sicherheitsüberprüfungen die vorgelegte „Sicherheitsüberprüfung 2006“ federführend zu begutachten. Die Sachverständigenorganisationen EnergieSystemeNord GmbH (ESN) und die Germanischer Lloyd Bautechnik GmbH (GL) wurden entsprechend der Aufgabenverteilung im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren zu der Begutachtung der Sicherheitsüberprüfung zugezogen.

In der internen Richtlinie des MSGF zur Sicherstellung einer einheitlichen Bewertung der Sicherheitsüberprüfung wird vorgegeben, dass eine Sicherheitsüberprüfung zunächst einer Grobprüfung unterzogen wird, in deren Rahmen folgende Punkte zu bewerten sind:

- Vollständigkeit des Betrachtungsumfangs,
- Übereinstimmung der Analyse mit den Vorgaben des anlagenspezifischen Konzeptes,
- sachliche Richtigkeit der in den beschreibenden und bewertenden Teilen der Sicherheitsüberprüfung enthaltenen Darstellungen sowie
- Übereinstimmung der in der Sicherheitsüberprüfung getroffenen Aussagen und Bewertungen mit im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren geprüften Sachverhalten.

Die Grobprüfung der Sicherheitsüberprüfung wurde im September 2007 abgeschlossen. Die Gutachter kamen in ihrer diesbezüglichen Stellungnahme auf Basis der Erkenntnisse aus der Grobprüfung zu dem Ergebnis, dass die vorliegende Sicherheitsüberprüfung geeignet sei, die Auflage 1.8 der 2. TBG und die Anforderungen des § 19a AtG zu erfüllen, so dass die Detailprüfung der Sicherheitsüberprüfung vorgenommen werden konnte.

Im Juli 2009 legten die Gutachter ihre Gesamtstellungnahme mit den Ergebnissen der Grob- und Detailprüfung der „Sicherheitsüberprüfung 2006“ vor. Ausführlichere Darstellungen der Prüfergebnisse finden sich jeweils in Arbeitsberichten zu den Themenkomplexen:

- Schutzzielorientierte Analyse im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse,
- Probabilistische Sicherheitsanalyse (Level 1),
- Auslegung der Anlage KBR gegen Einwirkungen von außen,
- Erfüllung der Bauwerksfunktionen,
- Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung,
- sicherheitsrelevante Einzelthemen,
- Brandschutz.

Sowohl aus der Sicherheitsstatusanalyse als auch aus der Probabilistischen Sicherheitsanalyse resultieren nach Einschätzung der Gutachter keine Gesichtspunkte, die auf sicherheitsrelevante Abweichungen gegenüber den schutzzielorientierten Anforderungen bzw. den Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen hinweisen. Durch die im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung vorgenommene Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung habe die Zuverlässigkeit und Betriebsbewährung der Systeme und Einrichtungen sowie die Eignung der Betriebsführung aufgezeigt werden können. Die zu betrachtenden abdeckenden Störfälle würden mit den vorhandenen Sicherheitseinrichtungen entsprechend den schutzzielorientierten Anforderungen mit der geforderten Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht. Für die speziellen, sehr seltenen und die auslegungsüberschreitenden Ereignisse seien technische Einrichtungen und Maßnahmen vorhanden, mit denen die Anlage in einen sicheren Zustand überführt bzw. bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen eine schwere Kernschädigung vermieden oder deren Auswirkung abgemildert werden könnten.

Ergänzend wurden aus der Begutachtung der Sicherheitsüberprüfung verschiedene Empfehlungen abgeleitet:

- Die Betreiberin sollte überprüfen, ob durch Planung möglicher Gegenmaßnahmen und deren Dokumentation im BHB⁶ die Zuverlässigkeit der bei Ereignisabläufen im Nichtleistungsbetrieb erforderlichen Handmaßnahmen erhöht und so eine zuverlässigere Beherrschung der Ereignisabläufe erreicht werden kann. (E5-1)
- Eine fortlaufende Überprüfung der Hochwassersicherheit mit allen erforderlichen Bestandteilen, wie z. B. Bemessungstide, Deichhöhen und Deichzustand, sollte min-

⁶ Betriebshandbuch

destens alle 5 Jahre im Rahmen der Auflage 1.7 der 2. TBG⁷ „Stand von Wissenschaft und Technik“ durchgeführt werden und jedes Mal dann, wenn der maximal gemessene Sturmflutwasserstand (derzeitig: + 5,67 m NN) überschritten worden ist. Zusätzlich sollte durch eine vergleichende Bewertung von der Betreiberin alle 5 Jahre bzw. bei Deichbauarbeiten an den anschließenden Deichen im Rahmen der Auflage 1.7 der 2. TBG „Stand von Wissenschaft und Technik“ aufgezeigt werden, dass der Deich vor dem Kraftwerk einen höheren Schutzzustand hat als die Deiche in den Nachbarbereichen. (E5-2)

- In der Alarmordnung sollte eine Regelung getroffen werden, die auf das gemäß BHB notwendige Abfahren der Anlage bei einer Geländeüberflutung (+1,80 m NN) nach einem Deichbruch hinweist, und es sollte in der Alarmordnung beschrieben sein, dass bei „Sturmflutalarm“ die Öffnungen des Maschinenhauses überprüft werden, so dass eine ordnungsgemäße Flutung erfolgen kann. (E5-3)
- Die Möglichkeit des Notablaufes über ZK (Bauwerke der Notstromdiesel- und Kaltwasserzentrale) zur Gewährleistung des im Anforderungsfall (Flugzeugabsturz auf die Armaturenkammer des Nebenkühlwassersystems) erforderlichen Kühlwasserabflusses sollte auch im BHB Teil III Kapitel 3.1 „EVA⁸ während Leistungsbetrieb“ und im BHB Teil III Kapitel 3.2 „EVA bei abgesenktem Reaktorkühlkreislauf-Füllstand oder während Brennelementwechsel“ sowie in der Systembeschreibung des VE-Systems (Nebenkühlwassersystem für gesicherte Zwischenkühlsysteme) an entsprechender Stelle berücksichtigt werden. (E5-4)
- Zur Sicherstellung eines ausreichenden Wasserstandes im Sumpf des Sicherheitsbehälters bei Lecks in Anschlusssystemen des Reaktorkühlkreislaufes sollte im BHB Teil 2, Kapitel 1.3 eine Regelung für die Überlagerung der Unverfügbarkeit der Leckabspernung im Volumenregel-System (Entnahme- und Einspeiseleitungen in das Primärsystem) mit einem Instandsetzungsfall am nuklearen Nach- und Beckenkühlsystem (TH) aufgenommen werden. (E5-5)
- Der Brandschutz an den ölgekühlten Leistungstransformatoren sollte durch Nachrüstmaßnahmen an den Stand der Technik herangeführt werden. (E5-6)

⁷ Teilbetriebsgenehmigung

⁸ Einwirkungen von Außen (z.B. Erdbeben, Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz)

- Für das Kernkraftwerk Brokdorf sollte ein EVA-Bericht erstellt werden. (D4-1)
- Die in Abschnitt 2.2.5.4.3 der SÜ beschriebene Auslegung des Zwischenkühlwassersystems VH weicht von der Systembeschreibung des VH-Systems ab. Die Systembeschreibung VH sollte entsprechend angepasst werden. (D4-2)
- Die wenigen noch in ihrem ursprünglichen Zustand befindlichen BHB-Kapitel der Teile 2 und 3 sollten mittelfristig an die neu eingeführte Modulstruktur mit ihren Fließdiagrammen angepasst werden. (D5-1)

Die Empfehlungen umfassen zum Teil Maßnahmen zur Korrektur einzelner, nicht sicherheitsrelevanter Abweichungen der Anlage vom Stand von Wissenschaft und Technik und zum Teil Maßnahmen zur Optimierung, Fortschreibung oder Ergänzung der Anlagen- und Betriebsdokumentation.

Insgesamt ergaben sich aus der Überprüfung keine Gesichtspunkte, die auf sicherheitstechnisch notwendige anlagentechnische Verbesserungen hinweisen.

3.3 Bewertung der Sicherheitsüberprüfung und Feststellung des Ergebnisses durch die Atomaufsichtsbehörde

Die Atomaufsichtsbehörde des Landes Schleswig-Holstein hat nach ihrer Auswertung der Sicherheitsüberprüfung, der Prüfberichte sowie nach Auswertung der Gesamtstellungnahme eine abschließende Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus des Kernkraftwerkes Brokdorf vorgenommen. Hinweise auf sicherheitstechnische Mängel mit unmittelbarem Handlungsbedarf sind danach aus der Sicherheitsüberprüfung nicht ableitbar.

Dies ist auch ein Ergebnis der konsequenten Atomaufsicht in den vergangenen Jahren. Sicherheitstechnische Sachverhalte und Fragestellungen sind kontinuierlich und anlassbezogen (z.B. bei Meldepflichtigen Ereignissen, im Rahmen sog. Weiterleitungsnachrichten, bei Prüfungen in Revisionsstillständen) von der Atomaufsicht verfolgt worden.

Die Aufsichtsbehörde stellt fest, dass ein hinreichend abdeckendes Spektrum von Auslegungstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerks wirksam und zuverlässig beherrscht wird, so dass die in den Leitfäden benannten kerntechnischen Schutzziele wirksam eingehalten werden. Die für das Kernkraftwerk Brokdorf durchgeführte Sicherheitsüberprüfung hat demnach keine sicherheitstechnischen Defizite ergeben, deren Beseitigung umgehend zu erfolgen hätte oder die eine sofortige Stilllegung des Kernkraftwerks erforderlich machen.

Die **deterministische schutzzielorientierte Sicherheitsstatusanalyse (SSA)** weist insbesondere aus, dass ein für das Kernkraftwerk Brokdorf abdeckendes Spektrum von Ereignissen durch die Sicherheitseinrichtungen unter den heute geltenden Randbedingungen so beherrscht wird, dass

- die durch Störfälle verursachte Strahlenexposition die in der Strahlenschutz-Verordnung festgelegten Störfallplanungswerte nicht überschreitet,
- bei den speziellen, sehr seltenen Ereignissen eine Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand möglich ist,
- durch die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes bei auslegungsüberschreitenden Störfällen schwere Kernschäden verhindert bzw. die Auswirkungen schwerer Kernschäden verringert werden können und
- die durch Störfälle und Unfälle verursachten Beanspruchungen der Sicherheitseinrichtungen einen ausreichenden Sicherheitsabstand zur Versagensgrenze aufweisen.

Die Summe der für die Anlage KBR getroffenen Maßnahmen bewirkt, dass die Häufigkeit der Kernschadenzustände in der Größenordnung $10^{-6}/a$ (d.h. 1 Kernschaden in 1 Mio. Jahren) liegt. Damit wird bereits mit der **probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)** der Stufe 1 gezeigt, dass das Kernkraftwerk Brokdorf auch hinsichtlich Unfällen mit erheblicher Freisetzung den aktuellen internationalen Zielwert erfüllt. Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts, positiv beurteilt anhand einer Analyse der wesentlichen Beiträge an Risikokenngrößen (z.B. Häufigkeit auslösender Ereignisse, Häufigkeit der Ereignisablaufpfade), ist gegeben.

Die Umsetzung der Empfehlungen aus der Begutachtung der Sicherheitsüberprüfung wurde in 2010 weitestgehend abgeschlossen. Die Umsetzung der noch offenen Empfehlungen E5-1, D5-1 und D4-1 wurde in Fachgesprächen mit der Betreiberin abgestimmt und eingeleitet.

Nach abschließender Bewertung der Sicherheitsstatusanalyse und der Probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Brokdorf kommt die atomrechtliche Aufsichtsbehörde zu dem Ergebnis, dass die diesbezüglichen Verpflichtungen aus der 2. TBG sowie des § 19a AtG für das Jahr 2006 erfüllt ist.

4. PSA der Stufe 2 für das Kernkraftwerk Brokdorf

Die PSA der Stufe 2 baut auf der mit der SÜ 2006 vorgelegten PSA der Stufe 1 auf. Die Zielsetzung der PSA der Stufe 2 für die Anlage KBR sowie die Randbedingungen für ihre Durchführung und Bewertung wurden zwischen Betreiberin und Aufsichtsbehörde vereinbart und in einem Papier zur „Konkretisierung hinsichtlich der Durchführung der PSA (Stufe 1 und Stufe 2) im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung KBR 2006“ festgehalten. Hierin heißt es u. a.:

„Die Zielsetzung der PSA der Stufe 2 ist gekennzeichnet durch

1. das Gewinnen von Erkenntnissen über den Verlauf von Unfällen sowie das Vertiefen des Verständnisses der zu betrachtenden anlagentechnischen Abläufe und physikalischen Phänomene,

2. die Bewertung und ggf. die Optimierung von anlageninternen (und mitigativen) Notfallmaßnahmen.

Die Aufsichtsbehörde hat darüber hinaus das Ziel,

3. die Ergebnisse zur Verbesserung der Informationsgrundlage für Prognosen über Unfallabläufe und deren Auswirkungen im Rahmen des externen Katastrophenschutzes zu nutzen.

Es besteht Einvernehmen darin, dass die PSA der Stufe 2 für das KBR außerhalb der SÜ gemäß §19a AtG durchgeführt wird. Die Parteien stimmen überein, dass der qualitätssichernde Schritt zur Gewährleistung der Eignung des methodischen Vorgehens und zur sachlich angemessenen Erstellung der PSA der Stufe 2 in Form eines kompakten Reviews durch ein Experten-Team durchgeführt wird.

Im Hinblick auf die oben genannten Zielstellungen abzuleitende Erkenntnisse und Schlussfolgerungen werden nach abgeschlossenem Review im Rahmen des Aufsichtsverfahrens bewertet.“

Erstellungsmethodik und Review der PSA der Stufe 2 sollten sich gemäß dieser Vereinbarung an dem im Methodenband zum PSA-Leitfaden in der Fassung von 2005 beschriebenen Vorgehen orientieren. Zudem wurden die Empfehlungen der IAEA für ein Review der PSA der Stufe 2 einbezogen.

Die Aufgabenstellung für das Review zielte vorrangig auf methodische Fragestellungen und eine Überprüfung der einzelnen Analyseschritte ab. Eine über die stichprobenweise Kontrolle der Schlüssigkeit und Eignung numerischer Werte hinausgehende Überprüfung der numerischen Richtigkeit der Analyseergebnisse ist im Rahmen des Reviews nicht erfolgt.

Das Review erfolgte durch ein Review-Team, das sich gemäß den zwischen Aufsichtsbehörde und Betreiberin getroffenen Vereinbarungen aus Vertretern der Betreiberin der kerntechnischen Anlage, aus Vertretern der Sachverständigenorganisationen (TÜVNord SysTec GmbH & Co. KG, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, EnergieSystemeNord GmbH), international anerkannten Experten (Risk Management Associates Inc. USA, Relcon Scandpower AB Schweden, Christian-Albrechts-Universität zu Kiel) und Mitarbeitern der Aufsichtsbehörde zusammensetzte.

Im Rahmen des Reviews wurde festgestellt, dass alle gemäß dem Methodenband zum PSA-Leitfaden geforderten Elemente in der Analyse enthalten sind. Die einzelnen Schritte bauen logisch aufeinander auf und decken unter den definierten Randbedingungen alle für die Analyse relevanten Aspekte ab. Der Detaillierungsgrad und die Analysetiefe der PSA der Stufe 2 werden insgesamt als ausreichend angesehen.

Zu einzelnen Aspekten hat das Review Verbesserungspotenzial in der vorgelegten Analyse identifiziert. Unter Berücksichtigung dieser Aspekte könnten die in den Ergebnissen bestehenden Unsicherheiten verringert werden. Neben den Verbesserungsvorschlägen für die vorgelegte Analyse lassen sich aus den Erfahrungen des Reviews auch Ansatzpunkte für die Fortschreibung des PSA-Leitfadens und des Methodenbands ableiten.

Die Betreiberin hat aus den Ergebnissen ihrer Analysen im Rahmen der PSA der Stufe 2 zutreffend abgeleitet, dass die Häufigkeit einer großen frühen Freisetzung⁹ den aktuellen internationalen Zielwert von $10^{-6}/a$ unterschreite.

Die aus der PSA der Stufe 2 noch abzuleitenden Erkenntnisse und Schlussfolgerungen beispielsweise hinsichtlich der Optimierung von Notfallmaßnahmen werden im Aufsichtsverfahren gesondert verfolgt werden.

⁹ schwerer Unfall mit einer erheblichen Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb von 10 Stunden