



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI

Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb

Ausgabe Februar 2015

Erläuterungsbericht zur Richtlinie

ENSI-G20/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-G20/d

1	Einleitung	5
1.1	Ausgangslage	5
1.2	Gegenstand und Geltungsbereich	5
1.3	Gliederung nach Sicherheitsebenen	6
1.4	Ausserkraftsetzung der HSK-Richtlinien R-60 und R-61	7
2	Harmonisierung mit internationalen Anforderungen	7
2.1	IAEA	7
2.2	WENRA	7
3	Grundlagen	8
4	Aufbau der Richtlinie	9
5	Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie	9
5.1	Kapitel 4 „Nachweisführung und Berechnungsprogramme“	9
5.2	Kapitel 5 „Reaktorkern“	11
5.3	Kapitel 6 „Brennelemente“	13
5.4	Kapitel 7 „Steuerelemente“	18
	Anhang 1: IAEA Safety Standards	21
	Anhang 2: WENRA Reference Levels	32

1 Einleitung

1.1 Ausgangslage

Am 1. Februar 2005 ist die neue Kernenergiegesetzgebung (Kernenergiegesetz vom 21. März 2003, SR 732.1, KEG; Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004, SR 732.11, KEV) in Kraft getreten. In Art. 10 Abs. 2 KEV wird das ENSI beauftragt, spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasserreaktoren in Richtlinien zu regeln.

Da bisher im schweizerischen Regelwerk die Themen Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente nicht vollumfänglich geregelt wurden, hat das ENSI bei Sicherheitsbeurteilungen Kriterien aus verschiedenen Ländern angewandt. Im Wesentlichen sind dies die Herstellerländer von Brenn- und Steuerelementen.

Mit der Einführung der Richtlinie ENSI-G20 wird das schweizerische Regelwerk in diesem Themenbereich komplettiert.

1.2 Gegenstand und Geltungsbereich

Der Geltungsbereich der Richtlinie ENSI-G20 erstreckt sich auf Kernkraftwerke, ist aber sinngemäss auch für andere Kernanlagen anzuwenden.

Gegenstand der Richtlinie sind die Auslegung und der Betrieb des Reaktorkerns sowie der Brenn- und Steuerelemente.

Die Regelungen in Kapitel 4 betreffen Anforderungen an die Nachweisführung und Berechnungsprogramme. Kapitel 5 betrifft den Reaktorkern, Kapitel 6 die Brennelemente und Kapitel 7 die Steuerelemente.

Bezüglich der Kritikalität werden in der Richtlinie ENSI-G20 die Anforderungen an die betrieblichen Lager (trocken und nass) in Kernkraftwerken behandelt. Regelungen zur Kritikalitätssicherheit in Zwischenlagern (trocken und nass), Endlagern, Forschungsanlagen sowie bei Transporten sind nicht Gegenstand der Richtlinie ENSI-G20. Entsprechende Regelungen der Richtlinie ENSI-G20 können aber bei Bedarf sinngemäss angewendet werden. Die Richtlinie ENSI-G20 beinhaltet auch keine weiteren Anforderungen an die Auslegung der Brennelement-Lagerbecken.

Die folgende Tabelle zeigt, in welchen ENSI-Richtlinien die Kritikalitätssicherheit für die verschiedenen Anlagen und Tätigkeiten behandelt wird. Die Kritikalitätssicherheit während des Transports ist Gegenstand des Europäischen Übereinkommens über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (ADR) oder entsprechender Regelungen für andere Transportwege.

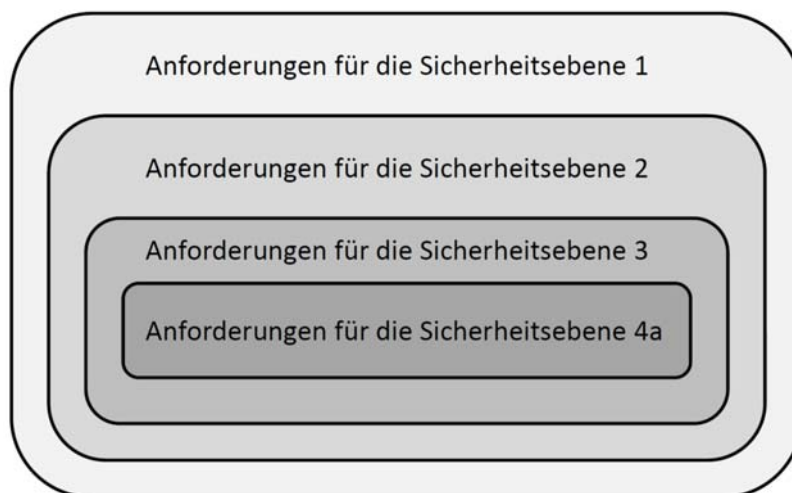
		Kernanlage		
		Kernkraftwerke	Lager ausserhalb von Kernkraftwerken*	Geologische Tiefenlager
Tätigkeit	Betrieb	ENSI-G20	ENSI-G04 ENSI-G05	ENSI-G03
	Handhabung	ENSI-G20	ENSI-G04 ENSI-G05	ENSI-G03
	Lagerung	ENSI-G20	ENSI-B05 ENSI-G04 ENSI-G05	ENSI-G03

* nicht Teil der eigentlichen Kraftwerksanlage, befindet sich entweder auf dem Kraftwerksgelände oder ausserhalb (Nasslager KKG, ZWIBEZ, Zentrales Zwischenlager Würenlingen)

Die Regelungen im Kapitel 7 Steuerelemente und im Kapitel 5.5.1 Steuerstabsystem beziehen sich nur auf das Steuerelement selbst. Der Antrieb und weitere Systeme werden in der Richtlinie ENSI-G20 nicht behandelt.

1.3 Gliederung nach Sicherheitsebenen

In der Richtlinie ENSI-G20 werden die Auslegungsanforderungen an den Reaktorkern, die Brennelemente und die Steuerelemente bestimmten Sicherheitsebenen zugeordnet. Wenn nicht explizit genannt, gelten sie für die Sicherheitsebenen 1 bis 3. Die höchsten Anforderungen sind an den Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1) zu stellen. Jede Sicherheitsebene schliesst die Anforderungen der nachfolgenden ein.



1.4 Ausserkraftsetzung der HSK-Richtlinien R-60 und R-61

Mit der Inkraftsetzung der Richtlinie ENSI-G20 werden die bisher gültigen Richtlinien HSK-R-60 „Überprüfung der Brennelementherstellung“ und HSK-R-61 „Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren“ ausser Kraft gesetzt. Die darin enthaltenen Anforderungen werden durch die neuen ENSI-Richtlinien abgedeckt und um weitere Inhalte ergänzt.

Die wesentlichen Punkte aus der Richtlinie HSK-R-60 werden im Kapitel 6.3 der Richtlinie ENSI-G20 behandelt.

Der Hauptteil des Inhalts der Richtlinie HSK-R-61 wurde bereits in die Richtlinie ENSI-A04 integriert. Die wesentlichen nicht in die ENSI-A04 übernommenen Punkte betreffen die Regelungen zu Vorläufer-Brennelementen und Vorläufer-Steuer-elementen (Lead Use Assemblies, LUA, und Lead Test Assemblies, LTA), welche in den Kapiteln 6.4.1 und 7.3.1 der Richtlinie ENSI-G20 geregelt werden.

2 Harmonisierung mit internationalen Anforderungen

2.1 IAEA

Von den IAEA Safety Standards der Kategorien „Requirements“ und „Guides“ sind für die Richtlinie ENSI-G20 folgende Empfehlungen relevant:

- a. IAEA Safety Standard SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants – Design, 2012
- b. IAEA Safety Standard SSR-2/2, Safety of Nuclear Power Plants – Commissioning and Operation, 2011

Im Anhang 1 wird aufgezeigt, wie die Empfehlungen in der Richtlinie ENSI-G20 berücksichtigt wurden.

2.2 WENRA

Die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) hat europaweit harmonisierte Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels, SRL) für Kernkraftwerke festgelegt.

Im Regelbereich der Richtlinie ENSI-G20 auf dem Gebiet der Reaktortechnik sind die WENRA Safety Reference Levels zu den Issues E (Design Basis Envelope for Existing Reactors), G (Safety Classification of Structures, Systems and Components) sowie K (Maintenance, In-Service Inspection and Functional Testing) massgebend.

Im Anhang 2 sind die relevanten WENRA Safety Reference Levels aufgeführt und es wird aufgezeigt, über welche Kapitel der Richtlinie diese abgedeckt sind.

Massgebend ist folgendes Dokument:

- WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, 24 September 2014

3 Grundlagen

Für die Erstellung der Richtlinie ENSI-G20 hat das ENSI folgende Grundlagen berücksichtigt:

- KTA-Regel 3101.1, Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 1 – Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung, 11/2012
- KTA-Regel 3101.2, Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 2 – Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme, 11/2012
- KTA-Regel 3101.3, Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 3 – Mechanische und thermische Auslegung, Regelentwurfsvorschlag vom 7. Juni 2013
- KTA-Regel 3103, Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren, 11/2012
- KTA-Regel 3303, Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, 6/2000
- KTA-Regel 3602, Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, 11/2003
- 10CFR50, Appendix A: General Design Criteria for Nuclear Power Plants, NRC 2013
- NUREG 0800, U.S. NRC Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR Edition
- IAEA Safety Standard NS-G-1.4, Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, IAEA 2003
- IAEA Safety Standard NS-G-2.5, Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, IAEA 2002
- IAEA Safety Standard SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel, IAEA 2012

4 Aufbau der Richtlinie

Die ersten drei Kapitel bestehen aus der Einleitung, die für alle ENSI-Richtlinien einheitlich ist, aus der Darlegung des Gegenstands und des Geltungsbereichs sowie aus den rechtlichen Grundlagen, auf die sich die Richtlinie ENSI-G20 abstützt.

Kapitel 4 legt Anforderungen an Nachweisführung und Berechnungsprogramme fest.

Kapitel 5 befasst sich mit Anforderungen an den Reaktorkern.

In den Kapiteln 6 und 7 werden Regelungen zu Brennelementen beziehungsweise Steuer-elementen formuliert.

Im Kapitel 8 sind Verweisungen der Richtlinie aufgeführt.

Im Anhang 1 werden Begriffe definiert und im Anhang 2 werden regulatorische Anforderungen bei Änderungsarbeiten an Brennelementen näher erläutert.

5 Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie

5.1 Kapitel 4 „Nachweisführung und Berechnungsprogramme“

5.1.1 Kapitel 4.1 „Allgemeine Anforderungen“

Änderungen an Nachweismethoden sind gemäss Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 KEV freigabepflichtig. Dies betrifft ebenso sicherheitstechnisch relevante Änderungen an den Methoden und Berechnungsprogrammen. Hierzu sind, rechtzeitig vor der beabsichtigten Verwendung, separate Freigabeanträge zu stellen.

Eine abdeckende Nachweisführung gemäss Kapitel 4.1 Buchstabe b weist folgende Merkmale auf:

- Standardisierte Verfahren werden unter Berücksichtigung gesicherter Abstände zu Auslegungsgrenzwerten oder aufgestellten Kriterien angewendet.
- Experimentell ermittelte Zuschläge decken die Gesamtunsicherheit ab.
- Die ungünstigsten Werte relevanter Modellparameter werden kombiniert.
- Die Modellparameter werden konservativ gewählt, damit sie die erwartete Gesamtunsicherheit mehr als kompensieren. Dies wird durch vereinfachte Rechnungen oder ingenieurmässiges Bewerten gezeigt.

Zur Verifikation der Ergebnisse der Analysen gemäss Kapitel 4.1 Buchstabe d sind die sicherheitstechnischen Kenngrössen durch direkte Messungen beziehungsweise durch die Erfassung anderer geeigneter Parameter zu bestätigen. Die erforderlichen Messungen sind

in der Sicherheitsdokumentation festgehalten. Dazu gehören die Abschaltreaktivität, die Leistungsverteilung und der Reaktivitätskoeffizient der Moderator­temperatur.

Die Abstimmung der in Kapitel 4.1 Buchstabe e genannten Berechnungsprogramme beziehungsweise deren Teile untereinander erfordert zudem, dass die Schnittstellen definiert und erfasst werden.

Gemäss Kapitel 4.1 Buchstabe i ist die Betriebsorganisation für die Planung, Durchführung und Überwachung der Wirksamkeit der Qualitätssicherung verantwortlich und stellt sicher, dass die Auftragnehmer oder dessen Unterauftragnehmer die durch ihn definierten Qualitätsanforderungen erfüllen. Diese Qualitätsanforderungen und die Anforderung an das qualifizierte Personal sind im Managementsystem der Betriebsorganisation festzuhalten.

5.1.2 Kapitel 4.2 „Empirische Korrelationen“

Die Anwendung empirischer Korrelationen ist zulässig, wenn die in Kapitel 4.2 Buchstaben b bis h aufgeführten Voraussetzungen erfüllt werden.

Der Gültigkeitsbereich gemäss Kapitel 4.2 Buchstabe d ist der Bereich, für welchen die Korrelation validiert und verifiziert ist. Er bestimmt sich aus den zugrunde liegenden Messdaten.

Der Anwendungsbereich gemäss Kapitel 4.2 Buchstabe f entspricht dem Bereich, welcher durch den Anlagebetrieb beansprucht wird.

5.1.3 Kapitel 4.3 „Validierung und Verifikation“

Die Messergebnisse gemäss Kapitel 4.3 Buchstabe c können aus Anlagetransienten stammen oder durch geeignete Experimente und Tests in einer dafür geeigneten Anlage gesammelt werden. Die Validierung anhand von Messergebnissen ist gegenüber der Validierung mit anderen Rechenprogrammen zu bevorzugen.

5.1.4 Kapitel 4.4 „Unsicherheiten“

Bei der Verwendung realistischer Nachweismethoden müssen (siehe Kapitel 4.1 Buchstabe b) – im Gegensatz zur abdeckenden Nachweisführung – die bedeutenden Unsicherheiten identifiziert und quantifiziert werden. Kapitel 4.4 Buchstabe b gibt mögliche Quellen der Unsicherheiten an.

Ein Berechnungsprogramm wird gebildet durch Kombination von Rechenmethode und Daten, wobei Näherungen in diesen beiden Systemteilen die Genauigkeit der Berechnungsergebnisse bestimmen. Der Einfluss dieser Näherungen auf die Unsicherheit der Ergebnisse kann entweder über Variation der Parameter in den Modellen beziehungsweise Daten quantifiziert werden oder er wird indirekt über die Validierung als systematische Unsicherheit berücksichtigt.

Werden Unsicherheiten durch die Variation von Parametern bestimmt, ist auf die Unabhängigkeit der Parameter untereinander zu achten. Werden bei der Ermittlung der Gesamtunsi-

cherheit statistische Verfahren angewandt, wird die in Richtung des Nachweiskriteriums gehende einseitige Toleranzgrenze ermittelt, wobei für die Einhaltung des Nachweiskriteriums eine Wahrscheinlichkeit von mindestens 95 % mit einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % generell erforderlich ist.

5.2 Kapitel 5 „Reaktorkern“

5.2.1 Kapitel 5.1 „Neutronenphysikalische Auslegung“

Unter der inhärenten Sicherheit von Reaktorkernen in Leichtwasserreaktoren gemäss Kapitel 5.1 Buchstabe b versteht man die Eigenschaft, dass

- ein im Vergleich mit der für die Störfallerfassung und Schutzaktionen erforderlichen Zeit schneller, unkontrollierter Leistungsanstieg aufgrund prompter Rückkopplungseigenschaften des Reaktorkerns begrenzt wird und
- bei Störfällen mit Druckabfall und Dampfblasenbildung auch ohne Schutzaktionen eine Selbstabschaltung oder eine Begrenzung der Spaltleistung auf zulässige Werte erfolgt.

Für Reaktivitätsstörfälle legt das ENSI international anerkannte Regelwerke zugrunde, unter Berücksichtigung des Stands von Wissenschaft und Technik.

5.2.2 Kapitel 5.2 „Thermohydraulische Auslegung“

Es sind gemäss Kapitel 5.2.1 Buchstabe d insbesondere für die Brennelementkästen und die internen Wasserstrukturen des SWR die Druckdifferenzen über die Brennelementkastenwand und die Wände der Wasserstrukturen zu begrenzen.

Für Kühlmittelverluststörfälle gemäss Kapitel 5.2.1 Buchstabe f legt das ENSI international anerkannte Regelwerke zugrunde, unter Berücksichtigung des Stands von Wissenschaft und Technik. Ein Austrag von Brennstoff ins Kühlmittel ist so zu begrenzen, dass die Unterkritikalität und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns sichergestellt werden.

Neben der Kühlung der Brennelemente gemäss Kapitel 5.2.2 Buchstabe a ist auch die Kühlung der anderen Komponenten des Reaktorkerns wie Instrumentierungslanzen, Steuerelemente und Neutronenquellen zu gewährleisten.

Die Aufströmkräfte gemäss Kapitel 5.2.3 Buchstabe c sind bei der mechanischen Auslegung der Brennelementniederhalterung beim Druckwasserreaktor (DWR) zu berücksichtigen.

5.2.3 Kapitel 5.3 „Sicherheitstechnische Kenngrössen“

Der zulässige Wertebereich gemäss Kapitel 5.3 Buchstabe b für eine gegebene Kenngrösse ergibt sich aus dem gemeinsamen Bereich der als zulässig nachgewiesenen Werte aus allen relevanten Analysen.

Die Werte der sicherheitstechnischen Kenngrössen des Reaktorkerns gemäss Kapitel 5.3 Buchstabe c hängen von der Auslegung, dem Abbrandzustand und dem aktuellen Betriebszustand des Reaktorkerns ab. Die Erfüllung der Anforderungen lässt sich daher nicht allein durch die Kernausslegung gewährleisten. Sie stellt auch Anforderungen an die angrenzenden Systeme und den Betrieb.

Geeignete Massnahmen gemäss Kapitel 5.3 Buchstabe d sind zum Beispiel die Steuerelementausfahrverriegelung, die Reduzierung der Umwälzpumpendrehzahl, die Leistungsdichtebegrenzung und der Stabeinwurf.

5.2.4 Kapitel 5.4 „Instrumentierung“

Mit den in Kapitel 5.4 beschriebenen Anforderungen an die Instrumentierung soll gewährleistet werden, dass anhand von Messungen der auslegungsgemässe Betrieb des Reaktorkerns überprüft werden kann. Diese Überwachung kann kontinuierlich oder diskontinuierlich erfolgen.

Die Instrumentierung des Reaktorkerns gemäss Kapitel 5.4 Buchstabe a soll unter anderem eine Überwachung relevanter Messgrössen während und nach einem Vorkommnis ermöglichen.

Die Erfassung der sicherheitstechnischen Kenngrössen gemäss Kapitel 5.4 Buchstabe b kann direkt oder indirekt durch ihnen zugeordnete Messgrössen erfolgen.

Die Anzahl und Positionen der Messfühler gemäss Kapitel 5.4 Buchstabe c muss ausreichend sein, um insbesondere globale und bedeutende lokale Abweichungen sowie zeitlich und quantitativ unzulässige Änderungen erkennen zu können.

Die Klassierung der Instrumentierung ist in der Richtlinie ENSI-G01 festgelegt.

5.2.5 Kapitel 5.5 „Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung“

Das Boriensystem für DWR gemäss Kapitel 5.5.2.1 muss in Verbindung mit dem Steuerelementensystem die langfristige Unterkritikalität sicherstellen. Für die langfristig sicherzustellende Unterkritikalität im Zustand „Nulllast xenonfrei“ ist diejenige Kühlmitteltemperatur zu unterstellen, die zur höchsten Reaktivität führt. Dabei ist mindestens der Wert gemäss Kapitel 5.5 Buchstabe a einzuhalten. Zu berücksichtigen sind dabei:

- der Übergang vom Zustand „Nulllast heiss“ in den Zustand „Nulllast kalt“
- der Übergang in den xenonfreien Zustand
- der Zerfall weiterer reaktivitätswirksamer Isotope

Für das Boriensystem für SWR gemäss Kapitel 5.5.2.2 ist bei der Berechnung der langfristig sicherzustellenden Unterkritikalität im Zustand „Nulllast xenonfrei“ diejenige Kühlmitteltemperatur zu unterstellen, die zur höchsten Reaktivität führt. Dabei ist mindestens der Wert gemäss Kapitel 5.5 Buchstabe a einzuhalten.

5.3 Kapitel 6 „Brennelemente“

5.3.1 Kapitel 6.1 „Sicherheitstechnische Anforderungen“

Gemäss Kapitel 6.1 Buchstabe a Ziffer 5 wird die Dichtheit der Brennstäbe auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sowie in den Störfallkategorien 1 und 2 der Sicherheitsebene 3 gefordert. Erfahrungsgemäss zeigt sich, dass auch bei sorgfältigster Auslegung Undichtigkeiten der Brennstäbe nicht vollständig ausgeschlossen werden können. Für solche Ereignisse ist in der Technischen Spezifikation festgelegt, wie weiter zu verfahren ist.

5.3.2 Kapitel 6.2 „Auslegung“

Ziel der Begrenzung der aktivierten Materialien im Kühlwasser gemäss Kapitel 6.2.1 Buchstabe c ist es, die Strahlenexposition klein zu halten. In Anlehnung an die Richtlinie ENSI-G11 kann ein maximaler Kobaltgehalt von 500 ppm (0,05%) als Richtwert angesehen werden.

Die im Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe a genannte Vermeidung von Brennstoffschmelzen hat zum Ziel, die als Folge des Schmelzens zu unterstellenden Verlagerungen von geschmolzenem Brennstoff im Innern des Brennstabs und eine unzulässige Hüllrohrdehnung durch die mit dem Schmelzen verbundene Volumenzunahme zu verhindern.

Die Begrenzung zyklisch wechselnder mechanischer und thermischer Belastungen gemäss Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe e dient dem Ziel, ein Versagen durch Ermüdung zu vermeiden, das bereits unterhalb des Grenzwertes der statischen mechanischen Festigkeit des Werkstoffes auftreten kann. Der Nachweis erfolgt über die Begrenzung der Lastwechselzahl.

Die Vermeidung von elastischem Beulen und plastischen Verformungen gemäss Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe g dient dem Ziel der geometrischen Stabilität. Hierbei sind nicht Kriechvorgänge gemeint, welche im Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe c Ziffer 3 behandelt werden.

Ziel der Begrenzung der Korrosion gemäss Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe i ist es, dass die Temperatur an der Metall/Metalloxid-Grenzfläche in einem Bereich bleibt, in dem ein unkontrollierter Anstieg der Korrosionsrate vermieden wird. Ein weiteres Ziel ist die Sicherstellung einer ausreichenden Wandstärke zur Abtragung der mechanischen Belastungen. Dies wird zum Beispiel durch die Begrenzung der Hüllrohr-Oxidschichtdicke erreicht.

Ziel der Begrenzung der Wasserstoffaufnahme gemäss Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe j ist die Sicherstellung einer ausreichenden Duktilität (Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe h). Dies wird zum Beispiel durch Begrenzung der Hüllrohr-Oxidschichtdicke erreicht.

Mechanisch-chemische Wechselwirkungen gemäss Kapitel 6.2.2.1 Buchstabe k, welche zu Brennstabschäden führen können, sind durch eine geeignete Brennstabauslegung und durch einen geeigneten Betrieb des Reaktorkerns (Begrenzung von Leistungsrampen) zu vermeiden.

Die Begrenzung der Deformation gemäss Kapitel 6.2.2.2 Buchstabe a Ziffer 1 dient insbesondere zur Erhaltung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns.

Partielles Brennstoffschmelzen gemäss Kapitel 6.2.2.2 Buchstabe a Ziffer 2 ist zulässig, sofern die Rückhaltefunktion der Hüllrohre nicht beeinträchtigt wird und eine grossräumige Umlagerung des Brennstoffs ausgeschlossen ist.

Ziel der Begrenzung der Korrosion gemäss Kapitel 6.2.3.1 Buchstabe h ist eine ausreichende Dicke der metallischen Struktur zum Abtrag der mechanischen Belastungen.

Ziel der Begrenzung der Druckspannungen gemäss Kapitel 6.2.3.1 Buchstabe l ist die Vermeidung von unzulässigen Verformungen.

5.3.3 Kapitel 6.3 „Herstellung“

Das ENSI vergewissert sich mittels Inspektion des Managementsystems der Betriebsorganisation, dass die vorgesehenen Abläufe geeignet sind, um die Forderungen gemäss Kapitel 6.3 Buchstaben b und c zu erfüllen. Als ergänzende Massnahme inspiziert das ENSI ausgewählte Audits, welche die Betriebsorganisation beim Brennelementhersteller und dessen Unterlieferanten durchführt.

Ein zusammenfassender Bericht zur Fabrikationsverfolgung der Betriebsorganisation, wie in Kapitel 6.3 Buchstabe d gefordert, liefert Hinweise auf Qualitätsprobleme. Er soll ausserdem dem ENSI als Grundlage dienen, sich davon zu überzeugen, dass die Betriebsorganisation bei der Herstellung der Brennelemente ihre Aufgabe adäquat wahrnimmt.

Gemäss Kapitel 6.3 Buchstabe d Ziffer 3 sind auch die Änderungen an Brennelementen aufzulisten, die nicht freigabe- oder meldepflichtig sind.

Mit Befunden und daraus abgeleiteten Massnahmen gemäss Kapitel 6.3 Buchstabe d Ziffer 5 sind „Findings“ und deren „Resolutions“ im Sinne der Qualitätssicherungstätigkeiten gemeint.

5.3.4 Kapitel 6.4 „Betrieb“

Die Weiterverwendbarkeit der Brennstäbe gemäss Kapitel 6.4 Buchstabe b kann beispielsweise gezeigt werden, wenn das „95 %/95 %“-Kriterium (DWR) beziehungsweise das „MCPR99.9“-Kriterium (SWR) eingehalten wird. Auch der Nachweis der Einhaltung werkstoffabhängiger Temperatur-Zeit-Kriterien der Brennstabhüllrohre in Verbindung mit dem Ausschluss von Brennstoffzentralschmelzen wird akzeptiert. Da nach einem Störfall der Kategorie 3 mit Schäden an Brennelementen zu rechnen ist, ist eine Überprüfung im Rahmen von weitergehenden Untersuchungen selbstverständlich.

Gemäss Kapitel 6.4.1 Buchstabe c ist die Anzahl von Vorläuferbrennelementen unter Berücksichtigung der Tragweite der Änderung zu begrenzen. Hierbei ist neben dem Umfang der Änderung insbesondere das Ausmass zu berücksichtigen, in welchem die bestehenden Auslegungsrechnungen und Sicherheitsanalysen von der Änderung betroffen sind.

Bei der Überschreitung der freigegebenen Abbrandlimite gemäss Kapitel 6.4.1 Buchstabe e bei Vorläuferbrennstäben und -brennelementen ist das auslegungsgemässe Verhalten der Brennelemente und Brennstäbe gemäss den Kapiteln 6.1 und 6.2 sowie die Entsorgungsfähigkeit gemäss Kapitel 6.6 nachzuweisen. Das auslegungsgemässe Verhalten kann zum Beispiel mit einer Inspektion während der Revision und einer Prognose für den nächsten Zyklus nachgewiesen werden.

Mit Verfahren und Methoden gemäss Kapitel 6.4.2 Buchstabe c sind z. B. Flux-Tilt-Messungen, Brennelement-Dichtheitsprüfungen (Sipping), visuelle Inspektionen gemeint, die sowohl im Betrieb als auch während der Abstellung eingesetzt werden.

Beim Festlegen der Inspektionsintervalle gemäss Kapitel 6.4.3 Buchstabe a sind folgende Faktoren zu berücksichtigen:

- Einfluss der Brennelemente auf die Anlagensicherheit auch unter Berücksichtigung der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen
- Betriebserfahrung mit den Brennelementen
- geplante Einsatzzeiten unter Berücksichtigung von Alterungsmechanismen
- Empfehlungen des Lieferanten

5.3.5 Kapitel 6.5 „Handhabung und Lagerung“

Für die Einhaltung der Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ während der Handhabung und Lagerung von Brennelementen wird vorausgesetzt, dass

- dafür notwendige Einrichtungen und Systeme vorhanden sind,
- die limitierenden Randbedingungen dieser Systeme und Einrichtungen inklusive Massnahmen zu deren Einhaltung in der Technischen Spezifikation aufgeführt sind (z. B. Wasserniveau, Wassertemperaturen, k_{eff} für die Unterkritikalität, Anreicherungen, Borkonzentration) und dass
- betriebliche Anweisungen und Störfallvorschriften vorhanden sind.

Die Prozesse zur Sicherstellung der Qualifikation von Handhabungseinrichtungen (inkl. Inspektion und Instandsetzung) gemäss Kapitel 6.5 Buchstabe a und die dafür erforderlichen Prozesse zur Sicherstellung der Qualifikation des Personals sind gemäss Kapitel 6.5 Buchstabe b im Managementsystem festzuhalten (vgl. Richtlinie ENSI-G07).

Die Massnahmen unter Kapitel 6.5 Buchstabe d sind insbesondere in Hinblick auf die gas- oder aerosolförmige Freisetzung radioaktiver Stoffe vorzusehen.

Die Auslegung von Systemen und Einrichtungen wird Gegenstand spezifischer Richtlinien sein und wird in der Richtlinie ENSI-G20 deshalb nicht näher behandelt.

Einige betrieblichen Aspekte der Lagerung von Brennelementen sind in der Richtlinie ENSI-G04 geregelt:

- Entsorgungskonzept
- Buchführung
- Planung der Lagerkapazitäten
- Anforderung an die Handhabung mittels geeigneter Einrichtungen
- Inspektion der Lagereinrichtungen und des Lagerguts
- Vorhandensein von notwendigen Werkzeugen für die Instandsetzung
- Berichterstattung

5.3.5.1 Kapitel 6.5.1 „Brennelement-Wechsel“

Bei der Erstellung des Schrittfolgeplans gemäss Kapitel 6.5.1 Buchstabe a sowie bei dessen Anwendung sind wirksame und zuverlässige Massnahmen und Einrichtungen zur Vermeidung von Handhabungsfehlern und Brennelementfehlpriorisierungen vorzusehen. Dies ist insbesondere zu gewährleisten durch sorgfältige Planung und Qualitätssicherung der Umsetz- und Beladevorgänge sowie qualitätssichernde Massnahmen während der Umsetzvorgänge, hochwertige und zuverlässige Lademaschinensteuerungen, optimale ergonomische Voraussetzungen bei den Handhabungseinrichtungen und eine zuverlässige Kommunikation zwischen allen Beteiligten. Der Schrittfolgeplan hat zu berücksichtigen, dass jeder Handhabungsvorgang mit einem Brennelement in einem Arbeitsvorgang von einer Schicht des Personals vollständig durchgeführt wird, das heisst abzuschliessen ist.

Die erforderliche Unterkritikalität im Reaktorkern gemäss Kapitel 6.5.1 Buchstabe b ist in der Technischen Spezifikation festgehalten (Abschaltreaktivität). Die erforderliche Unterkritikalität im Brennelement-Lagerbecken ist in freigabepflichtigen Dokumenten der Anlage enthalten. Der Nachweis der Unterkritikalität bei jedem Schritt hat entweder durch konfigurationsspezifische Berechnung oder durch generische und akzeptierte Betrachtung zu erfolgen.

Für den Brennelement-Wechsel in DWR gemäss Kapitel 6.5.1 Buchstabe c ist vor Herstellung der Verbindung zwischen Reaktorraum und Brennelement-Lagerbecken sicherzustellen, dass die Borkonzentration im Beckenwasser und im Reaktorraum mindestens derjenigen Borkonzentration entspricht, die für den Brennelementwechsel zur Sicherstellung der geforderten Unterkritikalität festgelegt ist. Die geforderte Unterkritikalität ist auch für den steuerelementfreien Reaktorkern einzuhalten. Es sind Massnahmen oder Einrichtungen gegen einen unzulässigen Eintrag von Deionat in das Reaktorkühlsystem vorzusehen. Die Einspeisung von Bor zur Aufrechterhaltung oder Wiederherstellung der jeweils geforderten Unterkritikalität mit ausreichender Wirksamkeit muss jederzeit möglich sein. Im Sicherheitsbericht sollen mögliche Szenarien aufgeführt werden, die zur Borverdünnung im Brennelement-Lagerbecken führen können. Das erforderliche Zeitintervall für die Überwachung der Borkonzentration soll aus diesen Szenarien abgeleitet werden.

Die Steuerelemente für SWR sind gemäss Kapitel 6.5.1 Buchstabe d während des Brennelementwechsels in den Reaktorkern eingefahren und ihr Antrieb ist zu verriegeln. Die den Funktions- und Unterkritikalitätsprüfungen beziehungsweise den Abschaltstests zugeordneten Steuerelemente sind für die Dauer der Prüfungen davon ausgenommen.

5.3.5.2 Kapitel 6.5.2 „Trockene Lagerung von unbestrahlten Brennelementen“

Die angegebenen Grenzwerte für k_{eff} berücksichtigen bereits die administrative Marge zum kritischen Zustand ($k_{\text{eff}} = 1$). Einzig im Trockenlager auf der Sicherheitsebene 3 ist eine reduzierte administrative Marge von 2 % zulässig. Dabei sind sowohl die Wahrscheinlichkeit der Szenarien (z. B. Fluten) als auch der spezifizierte Zustand mit bekannter Zusammensetzung des Brennstoffs berücksichtigt.

Unter technischen Einrichtungen gemäss Kapitel 6.5.2 Buchstabe a werden alle Komponenten und Systeme verstanden, welche die neutronenphysikalischen Verhältnisse (Absorption, Moderation, Reflexion) im Lager beeinflussen.

Auf der Sicherheitsebene 3 ist gemäss Kapitel 6.5.2 Buchstabe b insbesondere zu prüfen, inwiefern zum Beispiel Stahlabdeckungen und Dichtungen das Eindringen von Wasser oder Löschschaum verhindern, so dass bestimmte Moderatordichten ausgeschlossen werden können. Dabei werden alle betrieblichen Zustände des Lagers betrachtet, wie zum Beispiel die Brennelement-Handhabung beim offenen Deckel des Trockenlagers.

Unter Toleranzen in Kapitel 6.5.2 Buchstaben a und b versteht man zulässige Schwankungen von Geometrie oder Materialzusammensetzung von Lagereinrichtungen oder Brennelementen.

Der im Kapitel 6.5.2 Buchstabe e erwähnte nicht-spezifizierte Zustand der Brennelemente kann zum Beispiel infolge von Transportschäden entstehen.

5.3.5.3 Kapitel 6.5.3 „Nasse Lagerung von Brennelementen“

Die Grenzwerte für die Beckenwassertemperatur gemäss Kapitel 6.5.3 Buchstabe f sind spezifisch für jede Sicherheitsebene festzulegen.

5.3.5.4 Kapitel 6.5.4 „Änderungsarbeiten an Brennelementen“

Unter Änderungsarbeiten gemäss Kapitel 6.5.4 fallen namentlich:

- Austausch von Brennelementstrukturteilen
- Auswechseln von Brennstäben
- Umskelettierung
- De- und Remontage von Brennelementen

Es ist zu beachten, dass bei Änderungsarbeiten an Brennelementen die Anforderungen gemäss Kapitel 6.5 Buchstaben a, b und d gelten.

5.3.6 Kapitel 6.6 „Entsorgung“

Die Anforderung an die Entsorgungsfähigkeit gemäss Kapitel 6.6 Buchstabe a bedeutet, dass die Brennelemente nach der Phase der Lagerung im Brennelement-Lagerbecken des Kraftwerkes transport-, zwischenlager- und endlagerfähig sein müssen. Für die Sicherheitsanalyse der Zwischenlagerung sind Lagerzeiten zu berücksichtigen, die in Übereinstimmung mit dem Entsorgungsprogramm nach Art. 32 KEG sind.

5.4 Kapitel 7 „Steuerelemente“

Die Steuerelemente sind Teil der Abschaltssysteme. Sie sind der Sicherheitsklasse 2 und der Erdbebenklasse I zugeordnet (siehe Richtlinie ENSI-G01). Aus dieser Sicherheitsklassierung ergibt sich die Notwendigkeit, die Steuerelemente in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

Die Steuerelemente werden nach ihrer Verwendung aufgrund ihrer Aktivierung und Wärmeleistung als radioaktiver Abfall klassiert, entsprechend zwischengelagert und der Endlagerung zugeführt. Die Entsorgung der Steuerelemente ist nicht Gegenstand dieser Richtlinie.

Die Richtlinie ENSI-G20 verwendet den übergreifenden Begriff „Steuerelement“. Im SWR ist ein Steuerstab ein Steuerelement. Im DWR besteht ein Steuerelement aus der Steuerelementstruktur (Tragstruktur) und den Absorberstäben (Finger beziehungsweise Steuerstäbe). In der Literatur sowie in Schweizer Bewilligungsunterlagen und bislang im Regelwerk wird anstelle des Begriffs „Steuerelement“ auch der Begriff „Steuerstab“ oder „Kontrollstab“ verwendet.

Das Steuerelement dient als Neutronenabsorber sowohl zum Abschalten des Reaktorkerns als auch zur Leistungsregelung. Die Abschaltung kann dabei in Form einer Schnellabschaltung oder langsam betrieblich erfolgen.

5.4.1 Kapitel 7.1 „Auslegung“

Gemäss Kapitel 7.1.1 Buchstabe b sind bei der Auslegung insbesondere Alterungsmechanismen, Auswirkungen von Neutronenversprödung und mechanischem Abrieb sowie andere Auswirkungen des Betriebs zu berücksichtigen.

Ziel von Kapitel 7.1.1 Buchstabe e ist es, die Strahlenexposition klein zu halten (Art. 6 der Strahlenschutzverordnung; SR 814.501, Stand 1. Januar 2013). In Anlehnung an die Richtlinie ENSI-G11 kann ein maximaler Kobaltgehalt von 500 ppm (0,05 %) als Richtwert angesehen werden.

Für den Nachweis des freien Steuerelementweges gemäss Kapitel 7.1.1 Buchstabe f ist neben den Komponenten des Steuerelementantriebs unter anderem der Einfluss folgender Bauteile zu berücksichtigen:

- Stutzenfeld im Reaktordruckbehälterboden (SWR)
- Stutzenfeld im Reaktordruckbehälterdeckel (DWR)
- oberes und unteres Kerngitter (SWR)
- Steuerelementführungsrohre (SWR)
- oberes und unteres Kerngerüst (DWR)
- Steuerelementführungseinsätze (DWR)
- Brennelementkasten (SWR)
- Brennelemente (DWR)

Thermische Belastungen gemäss Kapitel 7.1.2 Buchstabe b Ziffer 7 werden zum Beispiel durch Temperaturgradienten und die Wärmeerzeugung im Absorber verursacht.

Gemäss Kapitel 7.1.3 sind die maximalen Temperaturen der Strukturteile und des Absorbers unter Berücksichtigung aller möglichen Wärmequellen zu ermitteln. Insbesondere ist auch die Wärmeerzeugung durch (n, alpha)- und (n, gamma)-Reaktionen zu berücksichtigen. Auf dieser Grundlage sind die geforderten Nachweise zu erbringen.

Im SWR wird für alle Sicherheitsnachweise der Reaktivitätswert der Erstausrüstungs-Steuer-elemente verwendet. Beim wiederholten Ersatz ist es denkbar, dass eine Folge von einzeln betrachtet nicht relevanten Abweichungen von der Wirksamkeit der zu ersetzenden Steuer-elemente schliesslich zu einem Wert führt, für den die Sicherheitsnachweise nicht mehr gelten. Um dies zu vermeiden, ist der Wert der Erstausrüstungs-Steuer-elemente die Referenz für die Anforderung gemäss Kapitel 7.1.4 Buchstabe c.

5.4.2 Kapitel 7.2 „Herstellung“

Die Anforderungen an die Herstellung von Steuer-elementen entsprechen den in Kapitel 6.3 enthaltenen Anforderungen an die Herstellung von Brennelementen (siehe auch Erläuterungsbericht Kapitel 5.3.3).

Gemäss Kapitel 7.2 Buchstabe d Ziffer 3 sind auch Änderungen an Steuer-elementen aufzulisten, die weder freigabe- noch meldepflichtig sind.

5.4.3 Kapitel 7.3 „Betrieb“

Insbesondere im SWR kann die Überwachung des Absorberabbrands gemäss Kapitel 7.3 Buchstabe a durch im Kernüberwachungssystem implementierte Modelle erfolgen. Die mechanische Lebensdauer wird in der Regel durch periodische Inspektionen überwacht.

Das ENSI ist über die werkspezifische und weltweite Betriebserfahrung (Kapitel 7.3 Buchstabe b) sowie über den geplanten Einsatz und Ersatz der Steuer-elemente (Kapitel 7.3 Buchstabe c) regelmässig zu informieren.

Bei der Beurteilung der Betriebserfahrung mittels Vorläufer gemäss Kapitel 7.3.1 Buchstabe a spielt die Vergleichbarkeit der Einsatzbedingungen eine wichtige Rolle. Insbesondere beim SWR ist zum Beispiel die Erfahrung aus dem Einsatz in Abschaltpositionen nicht massgebend für den Einsatz in Kontrollzellen.

Ein rissbehaftetes Steuerelement erfüllt grundsätzlich die Auslegungsanforderung an die Dichtheit nicht mehr, kann aber unter Umständen seine Sicherheitsfunktion gemäss Kapitel 7.3.2 Buchstabe b noch für eine begrenzte Zeit erfüllen.

Anhang 1: IAEA Safety Standards

Dokument	Nr.	Requirement	Kapitel in Richtlinie ENSI-G20
SSR-2/1	4.1	A systematic approach shall be taken to identifying those items important to safety that are necessary to fulfill the fundamental safety functions and to identifying the inherent features that are contributing to fulfilling, or that are affecting, the fundamental safety functions for all plant states.	6.2 (Brennelemente) 7.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	4.2	Means of monitoring the status of the plant shall be provided for ensuring that the required safety functions are fulfilled.	5.4 Bst. a und d (Reaktorkern)
SSR-2/1	4.12	To ensure that the concept of defence in depth is maintained, the design shall prevent, as far as is practicable: (a) Challenges to the integrity of physical barriers; (b) Failure of one or more barriers; (c) Failure of a barrier as a consequence of the failure of another barrier; (d) The possibility of harmful consequences of errors in operation and maintenance.	6.1 Bst. a Ziff. 5 und 6 (Brennelemente)
SSR-2/1	4.14	Items important to safety for a nuclear power plant shall preferably be of a design that has previously been proven in equivalent applications, and if not, shall be items of high quality and of a technology that has been qualified and tested.	6.4.1 (Brennelemente) 7.3.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	4.16	Where an unproven design or feature is introduced or where there is a departure from an established engineering practice, safety shall be demonstrated by means of appropriate supporting research programmes, performance tests with specific acceptance criteria or the examination of operating experience from other relevant applications. The new design or feature or new practice shall also be adequately tested to the extent practicable before being brought into service, and shall be monitored in service to verify that the behaviour of the plant is as expected.	6.4.1 (Brennelemente) 7.3.1 (Steuerelemente)

SSR-2/1	Requirement 14	Design basis for items important to safety The design basis for items important to safety shall specify the necessary capability, reliability and functionality for the relevant operational states, for accident conditions and for conditions arising from internal and external hazards, to meet the specific acceptance criteria over the lifetime of the nuclear power plant.	6.2 (Brennelemente) 7.1.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	Requirement 15	A set of design limits consistent with the key physical parameters for each item important to safety for the nuclear power plant shall be specified for all operational states and for accident conditions.	6.2 (Brennelemente) 7.1.2, 7.1.3, 7.1.4 (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.4	The design limits shall be specified and shall be consistent with relevant national and international standards and codes, as well as with relevant regulatory requirements.	6.2 (Brennelemente) 7.1.2, 7.1.3, 7.1.4 (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.36	Equipment that performs multiple functions shall be classified in a safety class that is consistent with the most important function performed by the equipment.	7.1.1 Bst. c (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.37	The design of items important to safety shall be such as to ensure that the equipment can be qualified, procured, installed, commissioned, operated and maintained to be capable of withstanding, with sufficient reliability and effectiveness, all conditions specified in the design basis for the items.	6.1, 6.2 (Brennelemente) 7.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.38	In the selection of equipment, consideration shall be given to both spurious operation and unsafe failure modes. Preference shall be given in the selection process to equipment that exhibits a predictable and revealed mode of failure and for which the design facilitates repair or replacement.	6.1, 6.2 (Brennelemente) 7.1, 7.1.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.45	The plant layout shall be such that activities for calibration, testing, maintenance, repair or replacement, inspection and monitoring are facilitated and can be performed to relevant national and international codes and standards. Such activities shall be commensurate with the importance of the safety functions to be performed, and shall be performed without undue exposure of workers.	6.2.1 Bst. c und f (Brennelemente) 7.1.1 Bst. d und e (Steuerelemente)
SSR-2/1	5.52	Provision shall be made for monitoring, testing, sampling and inspection to assess ageing mechanisms predicted at the design stage and to help identify unanticipated behaviour of the plant or degradation that might occur in service.	6.4.3 Bst. a (Brennelemente) 7.3.2 Bst. a (Steuerelemente)

SSR-2/1	Requirement 29	Items important to safety for a nuclear power plant shall be designed to be calibrated, tested, maintained, repaired or replaced, inspected and monitored as required to ensure their capability of performing their functions and to maintain their integrity in all conditions specified in their design basis.	6.2.1 Bst. f (Brennelemente) 7.1.1 Bst. d (Steuerelemente)
SSR-2/1	Requirement 31	The design life of items important to safety at a nuclear power plant shall be determined. Appropriate margins shall be provided in the design to take due account of relevant mechanisms of ageing, neutron embrittlement and wear out and of the potential for age related degradation, to ensure the capability of items important to safety to perform their necessary safety functions throughout their design life.	6.2.1 Bst. a (Brennelemente) 7.1.1 Bst. b (Steuerelemente)
SSR-2/1	Requirement 43	Fuel elements and assemblies for the nuclear power plant shall be designed to maintain their structural integrity, and to withstand satisfactorily the anticipated radiation levels and other conditions in the reactor core, in combination with all the processes of deterioration that could occur in operational states.	6.1, 6.2.1 Bst. a (Brennelemente)
SSR-2/1	6.1	The processes of deterioration to be considered shall include those arising from: differential expansion and deformation; external pressure of the coolant; additional internal pressure due to fission products and the buildup of helium in fuel elements; irradiation of fuel and other materials in the fuel assembly; variations in pressure and temperature resulting from variations in power demand; chemical effects; static and dynamic loading, including flow induced vibrations and mechanical vibrations; and variations in performance in relation to heat transfer that could result from distortions or chemical effects. Allowance shall be made for uncertainties in data, in calculations and in manufacture.	4.4 (Nachweisführung und Berechnungs- programme) 6.2 (Brennelemente) 7.1 (Steuerelemente)
SSR-2/1	6.3	Fuel elements and fuel assemblies shall be capable of withstanding the loads and stresses associated with fuel handling.	6.2.1 Bst. a (Brennelemente)
SSR-2/1	Requirement 44	The fuel elements and fuel assemblies and their supporting structures for the nuclear power plant shall be designed so that, in operational states and in accident conditions other than severe accidents, a geometry that allows for adequate cooling is maintained and the insertion of control rods is not impeded.	6.2.2, 6.2.3 (Brennelemente)

SSR-2/1	Requirement 45	Distributions of neutron flux that can arise in any state of the reactor core in the nuclear power plant, including states arising after shutdown and during or after refuelling, and states arising from anticipated operational occurrences and from accident conditions not involving degradation of the reactor core, shall be inherently stable. The demands made on the control system for maintaining the shapes, levels and stability of the neutron flux within specified design limits in all operational states shall be minimized.	5.1 (Reaktorkern)
SSR-2/1	6.4	Adequate means of detecting the neutron flux distributions in the reactor core and their changes shall be provided for the purpose of ensuring that there are no regions of the core in which the design limits could be exceeded.	5.4 Bst. a, 5.4 Bst. c (Reaktorkern)
SSR-2/1	6.5	In the design of reactivity control devices, due account shall be taken of wear out and of the effects of irradiation, such as burnup, changes in physical properties and production of gas.	7.1.1, 7.1.2 (Steuerelemente)
SSR-2/1	6.6	The maximum degree of positive reactivity and its rate of increase by insertion in operational states and accident conditions not involving degradation of the reactor core shall be limited or compensated for to prevent any resultant failure of the pressure boundary of the reactor coolant systems, to maintain the capability for cooling and to prevent any significant damage to the reactor core.	5.1 (Reaktorkern)
SSR-2/1	Requirement 46	Means shall be provided to ensure that there is a capability to shut down the reactor of the nuclear power plant in operational states and in accident conditions, and that the shutdown condition can be maintained even for the most reactive conditions of the reactor core.	5.1 Bst. d, 5.1 Bst. f, 5.5 (Reaktorkern) 6.1 Bst. a Ziff. 1 (Brennelemente)
SSR-2/1	6.7	The effectiveness, speed of action and shutdown margin of the means of shutdown of the reactor shall be such that the specified design limits for fuel are not exceeded.	5.5 Bst. a und b (Reaktorkern)
SSR-2/1	6.8	In judging the adequacy of the means of shutdown of the reactor, consideration shall be given to failures arising anywhere in the plant that could render part of the means of shutdown inoperative (such as failure of a control rod to insert) or that could result in a common cause failure.	5.5.1 Bst. a (Reaktorkern)

SSR-2/1	6.10	At least one of the two different shutdown systems shall be capable, on its own, of maintaining the reactor subcritical by an adequate margin and with high reliability, even for the most reactive conditions of the reactor core.	5.5.1.1, 5.5.1.2, 5.5.2.1 Bst. c, 5.5.2.2 (Reaktorkern)
SSR-2/1	6.11	The means of shutdown shall be adequate to prevent any foreseeable increase in reactivity leading to unintentional criticality during the shutdown, or during refuelling operations or other routine or non-routine operations in the shutdown state.	6.5.1 Bst. b bis e (Brennelemente)
SSR-2/1	6.12	Instrumentation shall be provided and tests shall be specified for ensuring that the means of shutdown are always in the state stipulated for a given plant state.	5.4 Bst. a (Reaktorkern)
SSR-2/1	Requirement 59	Instrumentation shall be provided for determining the values of all the main variables that can affect the fission process, the integrity of the reactor core, the reactor coolant systems and the containment at the nuclear power plant, for obtaining essential information on the plant that is necessary for its safe and reliable operation, for determining the status of the plant in accident conditions and for making decisions for the purposes of accident management.	5.4 (Reaktorkern)
SSR-2/1	6.31	Instrumentation and recording equipment shall be provided to ensure that essential information is available for monitoring the status of essential equipment and the course of accidents, for predicting the locations of release and the amount of radioactive material that could be released from the locations that are so intended in the design, and for post-accident analysis	5.4 (Reaktorkern)
SSR-2/1	Requirement 80	Fuel handling and storage systems shall be provided at the nuclear power plant to ensure that the integrity and properties of the fuel are maintained at all times during fuel handling and storage.	6.5 Bst. a (Brennelemente)
SSR-2/1	6.64	The design of the plant shall incorporate appropriate features to facilitate the lifting, movement and handling of fresh fuel and spent fuel.	6.5 Bst. a (Brennelemente)
SSR-2/1	6.65	The design of the plant shall be such as to prevent any significant damage to items important to safety during the transfer of fuel or casks, or in the event of fuel or casks being dropped.	6.5 Bst. a (Brennelemente)

SSR-2/1	6.66	<p>The fuel handling and storage systems for irradiated and non-irradiated fuel shall be designed:</p> <p>(a) To prevent criticality by a specified margin, by physical means or by means of physical processes, and preferably by use of geometrically safe configurations, even under conditions of optimum moderation;</p> <p>(b) To permit inspection of the fuel;</p> <p>(c) To permit maintenance, periodic inspection and testing of components important to safety;</p> <p>(d) To prevent damage to the fuel;</p> <p>(e) To prevent the dropping of fuel in transit;</p> <p>(f) To provide for the identification of individual fuel assemblies;</p> <p>(g) To provide proper means for meeting the relevant requirements for radiation protection;</p> <p>(h) To ensure that adequate operating procedures and a system of accounting for, and control of, nuclear fuel can be implemented to prevent any loss of, or loss of control over, nuclear fuel.</p>	6.5 (Brennelemente)
---------	------	--	---------------------

SSR-2/1	6.67	<p>In addition, the fuel handling and storage systems for irradiated fuel shall be designed:</p> <p>(a) To permit adequate removal of heat from the fuel in operational states and in accident conditions;</p> <p>(b) To prevent the dropping of spent fuel in transit;</p> <p>(c) To prevent causing unacceptable handling stresses on fuel elements or fuel assemblies;</p> <p>(d) To prevent the potentially damaging dropping on the fuel of heavy objects such as spent fuel casks, cranes or other objects;</p> <p>(e) To permit safe keeping of suspect or damaged fuel elements or fuel assemblies;</p> <p>(f) To control levels of soluble absorber if this is used for criticality safety;</p> <p>(g) To facilitate maintenance and future decommissioning of fuel handling and storage facilities;</p> <p>(h) To facilitate decontamination of fuel handling and storage areas and equipment when necessary;</p> <p>(i) To accommodate, with adequate margins, all the fuel removed from the reactor in accordance with the strategy for core management that is foreseen and the amount of fuel in the full reactor core;</p> <p>(j) To facilitate the removal of fuel from storage and its preparation for off-site transport.</p>	6.2.1 Bst. a, 6.5 Bst. a, 6.5.3 Bst. f, i und j (Brennelemente)
SSR-2/1	Requirement 81	Provision shall be made for ensuring that doses to operating personnel at the nuclear power plant will be maintained below the dose limits and will be kept as low as reasonably achievable, and that the relevant dose constraints will be taken into consideration.	6.2.1 Bst. c, 6.5 Bst. d, 6.5.4 Bst. b (Brennelemente) 7.1.1 Bst. e (Steuerelemente)
SSR-2/1	6.69	Radiation sources throughout the plant shall be comprehensively identified, and exposures and radiation risks associated with them shall be kept as low as reasonably achievable, the integrity of the fuel cladding shall be maintained, and the generation and transport of corrosion products and activation products shall be controlled.	6.1 Bst. a Ziff. 5 und 6, 6.2.1 Bst. c, 6.2.2 (Brennelemente) 7.1.1 Bst. e (Steuerelemente)
SSR-2/1	6.70	Materials used in the manufacture of structures, systems and components shall be selected to minimize activation of the material as far as is reasonably practicable.	6.2.1 Bst. c (Brennelemente) 7.1.1 Bst. e (Steuerelemente)

SSR-2/2	Requirement 13	The operating organization shall ensure that a systematic assessment is carried out to provide reliable confirmation that safety related items are capable of the required performance for all operational states and for accident conditions.	6.4.1 (Brennelemente) 7.3.1 (Steuerelemente)
SSR-2/2	4.48	Appropriate concepts and the scope and process of equipment qualification shall be established, and effective and practicable methods shall be used to upgrade and preserve equipment qualification. A programme to establish, to confirm and to maintain required equipment qualification shall be launched from the initial phases of design, supply and installation of the equipment. The effectiveness of equipment qualification programmes shall be periodically reviewed.	6.4.1, 6.4.2, 6.4.3 Bst. a (Brennelemente) 7.3.1, 7.3.2 (Steuerelemente)
SSR-2/2	4.49	The scope and details of the equipment qualification process, in terms of the required inspection area(s), method(s) of non-destructive testing, possible defects inspected for and required effectiveness of inspection, shall be documented and submitted to the regulatory body for review and approval. Relevant national and international experience shall be taken into account in accordance with national regulations.	6.4.1 Bst. d, 6.4.3 Bst. a, 6.4.3 Bst. c, 6.4.3 Bst. h, 6.5 Bst. a (Brennelemente) 7.3.1 Bst. d, 7.3.2 Bst. a und f (Steuerelemente)
SSR-2/2	Requirement 30	The operating organization shall be responsible and shall make arrangements for all activities associated with core management and with on-site fuel handling.	6.5 (Brennelemente)
SSR-2/2	7.18	Provision shall be made to ensure that only fuel that has been appropriately manufactured is loaded into the core. In addition, the fuel design criteria and fuel enrichment shall be in accordance with design specifications and shall be subject to approval by the regulatory body as required. The same requirements shall be applied before the introduction of fuel of a new design or of a modified design into the core.	6.3 Bst. c (Brennelemente) 7.2 Bst. c (Steuerelemente)

SSR-2/2	7.19	The operating organization shall be responsible for the development of the specifications and procedures for the procurement, verification, receipt, accounting and control, loading, utilization, relocation, unloading and testing of fuel and core components. A fuelling programme shall be established in accordance with the design assumptions and details shall be submitted to the regulatory body if required. Following refuelling, it shall be confirmed by means of calculations and measurements that the performance of the core meets the safety criteria. It shall also be confirmed that all core alterations comply with approved configurations.	5.4 (Reaktorkern) 6.3 Bst. a, 6.5.1 (Brennelemente) 7.2 Bst. a (Steuerelemente)
SSR-2/2	7.21	A comprehensive core monitoring programme shall be established to ensure that core parameters are monitored, analysed for trends and evaluated to detect abnormal behaviour; to ensure that actual core performance is consistent with core design requirements; and to ensure that the values of key operating parameters are recorded and retained in a logical, consistent and retrievable manner	5.4 Bst. b (Reaktorkern)
SSR-2/2	7.23	The operating procedures for reactor startup, power operation, shutdown and refuelling shall include the precautions and limitations necessary to maintain fuel integrity and to comply with the operational limits and conditions throughout the lifetime of the fuel.	5.1, 5.2 (Reaktorkern) 6.1, 6.5 (Brennelemente)
SSR-2/2	7.24	Radiochemistry data that are indicative of fuel cladding integrity shall be systematically monitored and analysed for trends so as to be able to monitor whether fuel cladding integrity is maintained under all operating conditions.	6.4.2 Bst. a (Brennelemente)
SSR-2/2	7.25	Appropriate methods shall be established to identify any anomalous changes in the activity of coolant and to perform data analysis for fuel defects to determine their nature and severity, their location, their probable root causes and the necessary corrective actions.	6.4.2 Bst. c (Brennelemente)
SSR-2/2	7.26	For fuel and core components, handling procedures shall be developed to ensure the controlled movement of unirradiated and irradiated fuel, proper storage on the site and preparation for transport from the site. The plans for storage of unirradiated and irradiated fuel shall be submitted to the regulatory body for approval, if so required.	6.5 Bst. a bis c (Brennelemente)

SSR-2/2	7.28	Before any fuel handling takes place, the operating organization shall ensure that an authorized, trained and qualified person is present, who shall be responsible for control and handling of the fuel on the site in accordance with written procedures. Access to fuel storage areas shall be limited to authorized personnel.	6.5 Bst. b (Brennelemente)
SSR-2/2	Requirement 31	The operating organization shall ensure that effective programmes for maintenance, testing, surveillance and inspection are established and implemented.	6.4.3 Bst. a (Brennelemente) 7.3.2 Bst. a (Steuerelemente)
SSR-2/2	8.1	Maintenance, testing, surveillance and inspection programmes shall be established that include predictive, preventive and corrective maintenance activities. These maintenance activities shall be conducted to maintain availability during the service life of structures, systems and components by controlling degradation and preventing failures. In the event that failures do occur, maintenance activities shall be conducted to restore the capability of failed structures, systems and components to function within acceptance criteria.	6.4.3 (Brennelemente) 7.3.2 (Steuerelemente)
SSR-2/2	8.2	The operating organization shall establish surveillance programmes for ensuring compliance with established operational limits and conditions and for detecting and correcting any abnormal condition before it can give rise to significant consequences for safety.	6.4.3 (Brennelemente) 7.3.2 (Steuerelemente)
SSR-2/2	8.3	The operating organization shall develop procedures for all maintenance, testing, surveillance and inspection tasks. These procedures shall be prepared, reviewed, modified when required, validated, approved and distributed in accordance with procedures established under the management system.	6.4.3 Bst. c (Brennelemente) 7.3.2 Bst. c (Steuerelemente)
SSR-2/2	8.4	Data on maintenance, testing, surveillance and inspection shall be recorded, stored and analysed for confirming that the operating performance is in accordance with the design intent and with requirements for the reliability and availability of equipment.	6.4.3 Bst. h (Brennelemente) 7.3.2 Bst. f (Steuerelemente)

SSR-2/2	8.5	<p>The frequency of maintenance, testing, surveillance and inspection of individual structures, systems and components shall be determined on the basis of:</p> <p>(a) The importance to safety of the structures, systems and components, with insights from probabilistic safety assessment taken into account;</p> <p>(b) Their reliability in, and availability for, operation;</p> <p>(c) Their assessed potential for degradation in operation and their ageing characteristics;</p> <p>(d) Operating experience;</p> <p>(e) Recommendations of vendors.</p>	<p>6.4.3 Bst. a (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. a (Steuerelemente)</p>
---------	-----	--	--

Anhang 2: WENRA Reference Levels

Nr.	Reference Level	Kapitel in Richtlinie ENSI-G20
E 7.2	Criteria for protection of the fuel rod integrity, including fuel temperature, DNB, and cladding temperature, shall be specified. In addition, criteria shall be specified for the maximum allowable fuel damage during any design basis event.	5.3 Bst. a und b (Reaktorkern) 6.1, 6.2 (Brennelemente)
E 10.1	Instrumentation shall be provided for measuring all the main variables that can affect the fission process, the integrity of the reactor core, the reactor cooling systems, the containment, and the state of the spent fuel storage. Instrumentation shall also be provided for obtaining any information on the plant necessary for its reliable and safe operation, and for determining the status of the plant in design basis accidents. Provision shall be made for automatic recording of measurements of any derived parameters that are important to safety.	5.4 Bst. a, b und d (Reaktorkern)
G 3.1	SSCs ¹ important to safety shall be designed, constructed and maintained such that their quality and reliability is commensurate with their classification.	6.1 (Brennelemente) 7.1 (Steuerelemente)
G 4.1	The design of SSCs important to safety and the materials used shall consider the effects of operational conditions over the plant lifetime and the effects of design basis accidents on their characteristics and performance.	6.2.1 Bst. a bis d, 6.2.2, 6.2.3 (Brennelemente) 7.1.1 Bst. b (Steuerelemente)
G 4.2	A qualification procedure shall be adopted to confirm that SSCs important to safety meet throughout their design operational lives the demands for performing their function, taking into account environmental conditions over the lifetime of the plant and when required in anticipated operational occurrences and accident conditions.	6.3, 6.4.1 Bst. d, 6.4.3 Bst. a (Brennelemente) 7.2, 7.3.1 Bst. d, 7.3.2 Bst. a (Steuerelemente)
K 1.1	The licensee shall prepare and implement documented programmes of maintenance, testing, surveillance, and inspection of SSCs important to safety to ensure that their availability, reliability, and functionality remain in accordance with the design over the lifetime of the plant. They shall take into account operational limits and conditions and be re-evaluated in the light of experience.	6.4.1 Bst. d, 6.4.2 Bst. d, 6.4.3 Bst. a, 6.4.3 Bst. h (Brennelemente) 7.3 Bst. b und c, 7.3.2 Bst. a und f (Steuerelemente)
K 1.2	The programmes shall include periodic inspections and tests of SSCs important to safety in order to determine whether they are acceptable for continued safe operation of the plant or whether any remedial measures are necessary.	6.4.3 Bst. a (Brennelemente) 7.3 Bst. a und c, 7.3.2 Bst. a (Steuerelemente)

¹ „SSCs important to safety“ (SSCs: Structures, Systems and Components) sind gemäss WENRA-Anforderungen klassiert. Dementsprechend gelten die Anforderungen für Steuerelemente (SK2). Da Brennelemente nicht klassiert sind, müssen sie die WENRA-Anforderungen für SSC im Prinzip nicht erfüllen. In vielen Fällen erfüllen sie die Anforderungen trotzdem und sind aus diesem Grund in dieser Tabelle aufgeführt.

K 2.1	<p>The extent and frequency of preventive maintenance, testing, surveillance and inspection of SSCs shall be determined through a systematic approach on the basis of:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Their importance to safety; • Their inherent reliability; • Their potential for degradation (based on operating experience, research and vendor recommendation); <p>Operational and other relevant experience and results of condition monitoring</p>	<p>6.4.1 Bst. d, 6.4.3 Bst. a und h (Brennelemente)</p> <p>7.3 Bst. c, 7.3.2 Bst. a und f (Steuerelemente)</p>
K 3.1	<p>SSCs important to safety shall be designed to be tested, maintained, repaired and inspected or monitored periodically in terms of integrity and functional capability over the lifetime of the plant, without undue risk to workers and significant reduction in system availability. Where such provisions cannot be attained, proven alternative or indirect methods shall be specified and adequate safety precautions taken to compensate for potential undiscovered failures.</p>	<p>6.2.1 Bst. c und f (Brennelemente)</p> <p>7.1.1 Bst. d und e (Steuerelemente)</p>
K 3.2	<p>Procedures shall be established, reviewed, and validated for maintenance, testing, surveillance and inspection tasks.</p>	<p>6.4.3 Bst. c (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. c (Steuerelemente)</p>
K 3.3	<p>A comprehensive work planning and control system shall be implemented to ensure that maintenance, testing, surveillance and inspection work is properly authorized and carried out according to the procedures.</p>	<p>6.4.3 Bst. c (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. c (Steuerelemente)</p>
K 3.4	<p>Before equipment is removed from or returned to service, full consideration and approval of the proposed reconfiguration shall be ensured, followed by a documented confirmation of its correct configuration and, where appropriate, functional testing.</p>	<p>6.4.3, 6.5.1 Bst. a und g (Brennelemente)</p>
K 3.6	<p>Repairs to SSCs shall be devised, authorized, and carried out as promptly as practicable. Priorities shall be established with account taken first of the relative importance to safety of the defective structure, system, or component.</p>	<p>6.4.2 Bst. c (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. b (Steuerelemente)</p>
K 3.7	<p>Following any event due to which the safety functions and functional integrity of any component or system may have been challenged, the licensee shall identify and revalidate the safety functions and carry out any necessary remedial actions, including inspection, testing, maintenance, and repair, as appropriate.</p>	<p>6.4.2 Bst. c (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. b (Steuerelemente)</p>
K 3.10	<p>All items of equipment used for examinations and tests together with their accessories shall be qualified and calibrated before they are used. All equipment shall be properly identified in the calibration records, and the validity of the calibration shall be regularly verified by the licensee in accordance with requirements of the management system.</p>	<p>6.4.3 Bst. c und d, 6.5. Bst. a (Brennelemente)</p> <p>7.3.2 Bst. c und d (Steuerelemente)</p>

K 3.11	Any in-service inspection process shall be qualified, in terms of required inspection area(s), method(s) of non-destructive testing, defects being sought and required effectiveness of inspections.	6.4.3 Bst. c und d, 6.5 Bst. a (Brennelemente) 7.3.2 Bst. c und d (Steuerelemente)
--------	--	---
