



Toelichtend Verslag Herziening Handreiking VOBK 2025

Inleiding

De Handreiking Veilig Ontwerp en het veilig Bedrijven van Kernreactoren (VOBK) beschrijft hoe de ANVS aankijkt tegen de eisen aan nucleaire veiligheid, en de wijze waarop een nieuw reactorontwerp getoetst wordt aan de stand der techniek. Een grondig herzieningstraject begon in maart 2024 met een traject waarin technische, juridische, en beleidsmatige inzichten zijn meegenomen. Deze inzichten kwamen voort uit nationale en internationale signalen (verder in dit verslag toegelicht in het sectie 1.3 *Aanleidingen tot revisie in 2024 en 2025*). Dit rapport beschrijft het proces en overwegingen rondom de herziening. Het is gepubliceerd samen met de consultatie van de conceptversie van de Handreiking VOBK in 2025.

De herziening van het VOBK had de volgende doelen:

- Verifiëren en eventueel actualiseren van de zogenoemde 'stand der techniek';
- Harmonisatie met internationale standaarden;
- Vergroten van de technologie-onafhankelijkheid;
- Verduidelijken van de relatie met wet- en regelgeving.

Na een grondige analyse is gekozen voor een nieuwe vorm voor het VOBK. Het nieuwe VOBK verwijst direct naar internationale normen, in plaats van deze te herhalen of te herschrijven. Zo worden deze technische veiligheidseisen behouden, maar is de handreiking zelf kleiner dan zijn voorganger.

Het fundament van het nieuwe VOBK bestaat uit de collectieve internationale kennis over nucleaire veiligheid van het Internationaal Atoomenergieagentschap (IAEA) in de *IAEA Safety Standards*: de *Specific Safety Requirements* (SSR's) en onderliggende *Specific Safety Guides* (SSG's). Het vorige VOBK bood in wezen een overlappend, parallel systeem; het voldeed aan de standaarden, maar was

soms strenger of eiste technologie-specifieke oplossingen. De herziening besteedt veel aandacht aan de vraag welke aanvullingen wij, als ANVS, willen toevoegen bovenop het IAEA. Het nieuwe VOBK geeft alleen verdere invulling op onderwerpen waar dat nodig is. Dit betreft onderwerpen waarbij:

- de IAEA-*Requirements* om een nationale invulling vragen;
- de WENRA *Safety Reference Levels for Existing Reactors* [1] en *Safety Objectives for New Reactors* [2] (WENRA SRL's en SO's) verder gaan dan het IAEA; en
- in de context van Nederlandse wet- en regelgeving nadere invulling of uitleg nodig is.

De belangrijkste wijzigingen in het VOBK zijn:

- De systematiek is gewijzigd, waardoor er zo veel mogelijk wordt verwezen naar IAEA-standaarden. Hierdoor is het VOBK een compacter document geworden. Er worden twee hoofdstukken gewijd aan ANVS-specifieke aanvullingen op de IAEA-*Requirements*.
- Het VOBK geldt nu niet alleen voor kerncentrales maar voor alle kerninstallaties. Dit zorgt er ook voor dat de tekst zoveel mogelijk technologieonafhankelijk is opgesteld.
- De koppeling met wet- en regelgeving is verbeterd. Het nieuwe VOBK geeft duidelijkheid over de plek van IAEA-*Requirements* en specifieke vereisten in de Nederlandse wet- en regelgeving.
- Koppeling met WENRA SRL's en SO's: waar die verder gaan dan het IAEA en binnen de scope van het nieuwe VOBK, zijn deze geïmplementeerd in de ANVS-specifieke aanvullingen.
- De toepassing van de "*graded approach*", het principe dat de diepgang van veiligheidsanalyses zich verhoudt tot de complexiteit en risico's van het systeem, wordt niet apart benoemd. Het principe wordt toegepast door de verwijzingen naar de IAEA *Specific Safety Requirements* per installatietype. Hierdoor bepaalt het risicoprofiel van de installatie welke middelen nodig zijn.

Daarnaast zijn er drie inhoudelijke wijzigingen doorgevoerd:

- Uit overwegingen voor een techniek neutrale aanpak, wordt een limiet en richtwaarde voor de LERF (*Large Early Release Frequency*) opgenomen, in plaats van een limiet op de kernsmeltfrequentie (CDF, *core damage frequency*).
- De verplichte periode van zelfredzaamheid van de installatie was in het oude VOBK drie dagen. Dit is veranderd naar een limiet van 3 dagen met een richtwaarde van 7 dagen.
- De afstand waarbuiten geen noodmaatregelen nodig zijn wordt veranderd. Dit was 3 km voor evacuatie en 5 km voor schuilen. In de consultatieversie is 10 respectievelijk 20 km opgenomen. Deze waarden worden nog onderzocht en kunnen mogelijk nog veranderen¹.

Leeswijzer

In dit verslag lichten we het herzieningsproces toe.

Hoofdstuk 1 behandelt het oude VOBK, de structuur daarvan en de aanleiding voor de revisie in 2025.

Hoofdstuk 2 beschrijft het herzieningsproces zelf.

Hoofdstuk 3 analyseert het VOBK en legt de doorgevoerde wijzigingen uit.

Hoofdstuk 4 gaat in op de structuur en methodiek van het nieuwe VOBK.

¹ In het VOBK is het volgende opgenomen <Editorial note: the ANVS is still assessing these distances, which are currently based on the preparation zones for Borssele NPP as noted in the national emergency plan [25]. These distances may change in the final version of the VOBK.>

Inhoud

1	Het oude VOBK (2015)	4
2	Het herzieningsproces	7
3	Het nieuwe VOBK	12

1 Het oude VOBK (2015)

1.1. Structuur

De eerste Handreiking VOBK is in 2015 gepubliceerd. In 2023 zijn er kleine redactionele wijzigingen doorgevoerd die geen invloed hadden op de inhoud. De Handreiking VOBK 2015 bestond uit een uitgebreide inleiding in het Nederlands en een document met de *Dutch Safety Requirements* (DSR) in het Engels. Beide documenten vormden samen één geheel, in totaal 134 bladzijdes. De DSR bestaat uit de hoofdtekst en 7 annexen, hieronder weergegeven:

Inhoudsopgave VOBK 2015

Inleiding bij de handreiking VOBK

DSR

Scope of application

1 Fundamental objectives

2 Technical safety concept

2.1 Defence in depth concept

2.2 Concept of the multi-level confinement of the radioactive inventory (barrier concept)

2.3 Concept of the fundamental safety functions

2.4 Evaluation of the site characteristics and potential effects of the nuclear reactor in the region

2.5 Concept of protection against internal and external hazards

2.6 Radiological safety objectives

3. Technical requirements

3.1 Overall requirements

3.2 Requirements for the design of the reactor core and the shutdown systems

3.3 Requirements for the systems for fuel cooling in the reactor core

3.4 Requirements for the reactor coolant pressure boundary and the pressure and activity retaining components of systems outside the reactor coolant pressure boundary ("external systems")

3.5 Requirements for buildings

3.6 Requirements for the containment system

3.7 Requirements for instrumentation and control system (I&C)

3.8 Requirements for control rooms and emergency response facilities

3.9 Requirements for the electrical supply

3.10 Requirements for the handling and storage of the fuel assemblies

3.11 Requirements for radiation protection

3.12 Waste management

4. Postulated operating conditions

4.1 Operating conditions, anticipated operational occurrences and accidents (associated levels 1 to 3a of defence in depth)

4.2 Events involving multiple failures of safety systems (associated to level 3b of defence in depth)

4.3 Accidents with core melt (associated to level 4 of defence in depth)

4.4 Internal and external hazards

5. Requirements for the safety demonstration

6. Requirements for the operating rules

7. Requirements for the documentation

Annexes

A1 Postulated events

A2 Requirements for provisions and protection against hazards

A3 Basic principles of the application of the single failure criterion and for maintenance

A4 Requirements on safety demonstration and documentation

A5 Definitions

A6 Requirements for alternative reactors

A7 Additional specific requirements for research reactors

De structuur van de DSR en annexen volgt de Duitse *Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke* (SaKKW uit 2012 [3]). Dit zijn de Duitse veiligheidseisen voor kerncentrales, opgesteld door het Federale ministerie voor Milieu, Klimaat en Natuurbescherming in Duitsland. In de inleiding van het VOBK 2015 staat:

"Deze eisen zijn aangescherpt met de laatste inzichten voor de veiligheid van nieuwe kernreactoren. Concreet betekent dit dat er actuele aanbevelingen zijn opgenomen van het IAEA en de WENRA voor het ontwerp en de bedrijfsvoering. Ook is de Finse regelgeving als referentie gebruikt voor diverse onderwerpen op het gebied van nieuwbouw. Tot slot zijn ook de in IAEA-verband getrokken lessen uit de ramp in Fukushima in de DSR opgenomen. Een voorbeeld daarvan is de omgang met natuurrampen."

Deze aanscherping is terug te zien in de DSR waar meerdere regels zijn toegevoegd ten opzichte van de SaKKW. Er zijn ook twee extra hoofdstukken (2.4 *Evaluation of the site characteristics and potential effects of the nuclear reactor in the region*; 3.12 *Waste Management*) en twee extra annexen (A6 *Requirements for alternative reactors*; A7 *Additional specific requirements for research reactors*). De toegevoegde delen kwamen vaak letterlijk uit de IAEA Safety Standards (zie sectie 2.1.1 *Toelichting herkomst*).

1.2. Totstandkoming VOBK 2015

De eerste Handreiking VOBK is opgesteld naar aanleiding van het voornemen van de overheid om twee nieuwe kerncentrales te bouwen. Hoewel dit plan uiteindelijk niet is doorgegaan, bleven de initiatieven rondom PALLAS in Petten en OYSTER in Delft wel voortbestaan. Dergelijke initiatieven kunnen alleen vergund worden indien zij voldoen aan de laatste ontwikkelingen op het gebied van veiligheid, oftewel de stand der techniek.

De eerste versie van het VOBK is door het IAEA in 2013 beoordeeld op basis van de toen geldende IAEA *Safety Standards*, zijnde NS-R-3, SSR-2/1, SSR-2/2, NS-R-4 en GSR Part 4. In 2025 zijn de actuele versies van deze documenten SSR-1 [4], SSR-2/1 (Rev. 1) [5], SSR-2/2 (Rev. 1) [6], SSR-3 [7], en GSR Part 4 (Rev. 1) [8]. Het IAEA heeft toen beoordeeld dat het DSR voldoet aan hoge veiligheidsstandaarden. In het rapport heeft het IAEA een aantal technische en tekstuele aanbevelingen gedaan, vooral gericht op het toevoegen van specifieke *Requirements* uit de *Safety Standards* voor onderwerpen die nog niet volledig waren behandeld. Daarnaast zijn er aanbevelingen gedaan over de structuur van het document die destijds niet zijn verwerkt. Deze aanbevelingen zijn meegenomen bij de herziening vanaf 2024.

Voor deze eerste versie van het VOBK is er in 2015 een internetconsultatie gehouden. Vertegenwoordigers van de nucleaire industrie en van maatschappelijke organisaties en experts hebben deelgenomen aan deze consultatie. De ANVS heeft toen de reacties beoordeeld en in de Handreiking meegenomen. In 2023 zijn redactionele aanpassingen gemaakt.

1.3. Aanleidingen tot revisie in 2024 en 2025

Sinds het schrijven van het VOBK vanaf 2013 zijn er een aantal ontwikkelingen geweest die hebben geleid tot de noodzaak van een herziening in 2024.

Nationaal

- **Regeling nucleaire veiligheid kerninstallaties:**

De Rnvk is sinds 2017 een nieuwe ministeriele regeling die eisen stelt aan de nucleaire veiligheid. Deze regeling is een implementatie van Euratom Richtlijn 2014/87/Euratom.

- **IRRS missie (2014, 2018 en 2023).**

Uit de IRRS missies en follow-up zijn een aantal aandachtspunten gekomen die relevant zijn voor het VOBK. Met name het beter aansluiten op IAEA-systematiek en terminologie (zoals 'defence-in-depth'), en een verdere uitwerking van een 'graded approach'.

- **Kabinetsplannen 2021 en 2024 voor nieuwe kerncentrales:**

In december 2021 werden de plannen van het kabinet gepresenteerd, waaronder de bouw van twee nieuwe kerncentrales. Deze ambities werden herhaald in het hoofdlijnenakkoord in

mei 2024, met daarnaast twee extra kerncentrales en mogelijkheden voor meerdere kleine centrales.

- **Evaluatie stelsel Kernenergiewet:**

In 2023 heeft een evaluatie plaatsgevonden van het stelsel van wetten en regelgeving en toezicht op het gebied van nucleaire veiligheid en stralingsbescherming [9]. Hieruit kwam naar voren dat het stelsel goed toepasbaar is. Een aantal aandachtspunten waren de toepasbaarheid van het VOBK op reactoren anders dan LWRs (licht watergekoelde reactoren), en mogelijkheden om beter aan te sluiten bij internationale standaarden.

- **Ervaringen met PALLAS:**

De oprichtingsvergunning voor PALLAS is in 2023 verleend. Het VOBK is gebruikt in het toetsingskader tijdens vergunningverlening. Tijdens het beoordelingsproces is gebleken dat het VOBK op meerdere punten verbeterd kan worden, om de bruikbaarheid voor vergunningverleningstrajecten te vergroten.

- **Technische haalbaarheidsstudie (THS):**

In opdracht van het ministerie van Klimaat en Groene Groei is een haalbaarheidsstudie uitgevoerd naar drie verschillende reactorontwerpen. De resultaten hiervan zijn in 2025 gepubliceerd [10]. In de THS van deze drie reactorontwerpen (APR-1400, AP-1000 en EPR) is een studie uitgevoerd door de ontwerpers om te bepalen in hoeverre het ontwerp voldoet aan de Nederlandse wet- en regelgeving, inclusief het VOBK. Bij onze analyse van die studies zijn aandachtspunten in de toepassing van het VOBK naar voren gekomen [11]. Die betreffen voornamelijk onduidelijkheden in het VOBK, en/of inzichten dat het VOBK niet volledig aansluit bij de huidige stand der techniek. De internationale samenwerking in het kader van de *Joint Early Review* van NUWARD [12] heeft vergelijkbare inzichten opgeleverd.

- **Handreiking GIGO:**

De Handreiking Gebruik van Internationale Guides bij Oordeelsvorming (GIGO) [13] beschrijft hoe IAEA Safety Standards de basis vormen bij beoordelingen door de ANVS. Als gevolg hiervan worden bestaande handreikingen, zoals het VOBK, maar ook vergunningsvoorschriften, kritisch beoordeeld op punten waar zij mogelijk in strijd zijn met de *Safety Requirements* van het IAEA. Hierbij heeft het de voorkeur om zoveel mogelijk overlap met de *Safety Requirements* te vermijden en om juist de focus te leggen op onderwerpen die uniek of bijzonder relevant zijn in de Nederlandse context.

Internationaal

- **Doorontwikkeling IAEA standaarden en guides:**

Sinds 2016 zijn SSR-2/1 (Rev. 1), SSR-2/2 (Rev. 1), herzien met geleerde lessen uit Fukushima, en zijn SSR-1, SSR-3 en SSR-4 toegevoegd. Daarnaast is de set guides voor diverse onderwerpen aangevuld zoals bijvoorbeeld met *internal and external hazards*.

- **Doorontwikkeling WENRA:**

In de eerste versie van het VOBK werden de lessen meegenomen uit het rapport over de Safety Objectives for New NPPs [14]. Dit rapport en het werk van de WENRA heeft veel invloed gehad op de IAEA Safety Standards en Guides sinds het Fukushima ongeluk. De WENRA heeft in 2014 en 2020 de SRL's for Existing Reactors herzien, waarvan het merendeel inmiddels overeenkomt met de IAEA-*Requirements*. Hoe de SRL's die verder gaan dan het IAEA zijn meegenomen in het VOBK staat beschreven in sectie 3.2.

- **Harmonisatie voor nieuwe kerncentrales:**

Op internationaal vlak is er in de afgelopen jaren steeds meer aandacht voor het bouwen van nieuwe kerncentrales. Mogelijk wordt ook hetzelfde ontwerp in verschillende landen gebouwd. Internationaal wordt er gekeken naar de toepasbaarheid van regelgeving op technologische ontwikkelingen in zowel licht water reactoren als andere types zoals gesmolten zout reactoren, en ook kleine reactoren (small modular reactors, SMR's [15]). Hier komen technische onderwerpen zoals het gebruik van passieve systemen aan bod. Daarnaast is er ook aandacht voor het verkleinen van de verschillen tussen nationale regelgeving door te harmoniseren. Internationale normen, zoals de IAEA standaarden en WENRA SRL's zijn bedoeld om deze harmonisatie te bevorderen.

2 Het herzieningsproces

De revisie van het VOBK betreft zowel technisch inhoudelijke, beleidsmatige en juridische kwesties. Tijdens het gehele proces is veel expertise geraadpleegd, zowel binnen de ANVS als bij een aantal Europese collega-autoriteiten en vertegenwoordigers uit de sector. Het proces hdoorloopt de volgende stappen:

- Wijzigingsprincipes vastgesteld uit:
 - o Aanleidingen zoals beschreven in sectie 1.3
 - o Internet consultatie september/oktober 2024 (zie het hoofdverslag [16]).
- Analyse zoals beschreven in sectie 2.1.
- Informele consultatie collega autoriteiten.
- Analyse nakijken.
- Afstemming onderwerpen met ANVS interpretatie.
- Schrijven nieuwe VOBK.
- Afstemming nieuwe VOBK.
- Internet consultatie op nieuwe VOBK.
- Publicatie VOBK.

2.1. De analyse

2.1.1. Toelichting herkomst

In een eerste analyse is per DSR regel (hierna: 'regel') bekeken waar deze vandaan komt: een vertaling uit de Duitse SaKKW, een letterlijk overgenomen Requirement uit de IAEA Safety Standards, of een origineel stuk tekst. In deze analyse is geconstateerd dat verreweg de meeste regels direct zijn vertaald uit de SaKKW. Een groot aantal regels kwam letterlijk uit de IAEA Safety Standards. Deze herkomstanalyse was vooral nodig om context te geven – door direct terug te gaan naar het originele Duits konden discussies over onduidelijkheden in de tekst beter gevoerd worden.

2.1.2. Wijzigingscriteria

De gehele DSR en annexen zijn in een tabel geplaatst voor de volgende analyse. De volledige analyse maakt geen onderdeel uit van dit toelichtend verslag, maar voorbeelden hiervan worden gegeven in sectie 2.1.3. Per regel is bekeken welke IAEA Safety Standards relevant zijn, en of die volledig dekken wat in het VOBK regel staat. In werksessies zijn de open discussie punten besproken.

In onderstaande tabel zijn de wijzigingscriteria opgenomen, de acties die daaruit voortkomen en de beredenering die daarvoor is gebruikt.

Criterium	Wijzigingsactie	Uitleg
IAEA overlap	Tekst verwijderen	Komt letterlijk terug in IAEA Safety Standards, enkelvoudige verwijzing
IAEA harmonisatie	Tekst verwijderen	Meerdere mogelijkheden: - Nagenoeg letterlijk gedekt in Safety Standards. - Gedekt door combinatie van meerdere regels in Safety Standards. - Aanpak in IAEA Safety Standards is anders dan VOBK, voorkeur voor IAEA aanpak.
Overbodig	Tekst verwijderen	In discussie toegelicht waarom regel geen veiligheidswinst biedt. De regel is onduidelijk, te generiek (herhaling van algemeen principe), of te technologie-specifiek.
NL integratie	Tekst uitwerken, of verwijderen	Verwijst naar NL regelgeving. Tekst wordt gewijzigd om invulling te geven op NL regelgeving.

Overig	Tekst verwerken en behouden in VOBK	Regel heeft toegevoegde waarde boven de IAEA standaarden. Wordt verwerkt in het nieuwe VOBK.
--------	-------------------------------------	--

2.1.3. Voorbeelden

IAEA overlap

DSR #	DSR Tekst	IAEA para #	IAEA tekst
3.6 (7)	The reactor protection system of the nuclear power plant shall be designed - to be capable of overriding unsafe actions of the control system and - with fail-safe characteristics to achieve safe plant conditions in the event of failure of the reactor protection system.	SSR-2/1 6.32	The protection system shall be designed: (a) To be capable of overriding unsafe actions of the control system; (b) With fail-safe characteristics to achieve safe plant conditions in the event of failure of the protection system.
	The design - shall prevent operator actions that could compromise the effectiveness of the reactor protection system in operational states and in accident conditions, but not counteract correct operator actions in accident conditions; - shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions; - shall make relevant information available to the operator for monitoring the effects of automatic actions.	SSR-2/1 6.33	The design: (a) Shall prevent operator actions that could compromise the effectiveness of the protection system in operational states and in accident conditions, but shall not counteract correct operator actions in accident conditions; (b) Shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions; (c) Shall make relevant information available to the operator for monitoring the effects of automatic actions.

IAEA harmonisatie – niet letterlijk maar inhoudelijke overlap, voorkeur voor IAEA tekst

DSR #	DSR Tekst	IAEA para #	IAEA tekst
3.8 (1)	A control room shall be available from where the nuclear power plant can be safely operated and from where procedures can be executed in the event of an accident to maintain the nuclear power plant in a controlled and safe plant condition or take it to such a condition.	SSR-2/1 Req 65	Requirement 65: Control room A control room shall be provided at the nuclear power plant from which the plant can be safely operated in all operational states, either automatically or manually, and from which measures can be taken to maintain the plant in a safe state or to bring it back into a safe state after anticipated operational occurrences and accident conditions.

IAEA harmonisatie – voorkeur voor IAEA guide

DSR #	DSR Tekst	IAEA para #	IAEA tekst
3.6 (7)	In case of postulated single initiating events and postulated multiple failure events, a long-term temperature or pressure increase in the containment shall be prevented. Combustion processes of gases endangering the containment / building integrity shall be prevented by complementary safety features. All	SSG-53 3.36	For design extension conditions without significant fuel degradation, in general the following three types of failure should be considered: (a) Equipment failures leading to a release of mass and energy greater than that postulated

	sources of combustible gas generation shall be taken into account in a representative manner. • If severe fuel assembly damages in the spent fuel storage pool cannot be practically eliminated, combustion processes of gases endangering the integrity of the containment or the surrounding building shall be prevented by complementary safety features.		for design basis accidents (e.g. from a loss of coolant accident or main steam line break); (b) Multiple failures (e.g. common cause failures in redundant trains) in the containment and its associated systems that prevent the safety systems from performing their intended function when requested; (c) Multiple failures that cause the loss of a safety system that is being used to fulfil the fundamental safety functions in normal operation (e.g. residual heat transport systems).
		SSG-53 3.37	As multiple failures are likely to be caused by the occurrence of dependent failures that could then lead to the failure of the safety systems, an analysis of the dependencies between redundant trains of systems that are installed to control the pressure buildup in, or to remove energy from, the containment in the event of a design basis accident should be conducted to identify relevant possibilities for design extension conditions.
		SSG-53 3.43	Design provisions should be implemented to prevent a containment failure in the event of design extension conditions. These provisions should aim to prevent significant overpressurization of the containment, stabilize the molten core, remove the heat from the containment and prevent gas combustion regimes from challenging the containment integrity.
		SSG-53 3.42	Design extension conditions with core melting need to be considered as bounding conditions in the design of safety features for such conditions. Aspects that affect the accident progression and that influence the containment response and the source term should be taken into account. These aspects include the following: (a) The containment status (containment open or bypassed); (b) The amount of radioactive material initially released to the containment; (c) The pressure at the onset of core damage; (d) The amount and concentration of combustible gases released inside the containment; (e) The timing of core damage (early emergency core cooling system failure (injection phase) vs. long term cooling failure); (f) The status of containment safety features (containment cooling, spray, fan coolers, suppression pool); (g) The status of AC and DC power sources; (h) The status of instrument air systems; (i) The status of the spent fuel pool systems if they are inside the containment.

2.1.4. Belangrijke discussiepunten – het gebruik van IAEA Safety Guides

De status van de IAEA Safety Guides is een aantal keer teruggekomen als discussiepunt. Als een regel in het DSR of in de annexen niet afgedekt wordt door een IAEA Safety Requirement, maar wel door een IAEA Safety Guide, is dat dan volledig genoeg om het uit het VOBK te laten?

Het IAEA zelf definieert de rol van de Safety Guides als volgt:

"Recommendations in the Safety Guides are expressed as 'should' statements, meaning that it is necessary to take the measures recommended or equivalent alternative measures. The Safety Guides present international good practices and increasingly they reflect best practices to help users striving to achieve high levels of safety." [17]

Dit lijkt tot de interpretatie zoals beschreven in Handreiking GIGO [13]:

"Voldoen aan deze Guides betekent dat in beginsel aan de norm wordt voldaan. De Guides vormen echter niet de enige, noch de verplichte manier van voldoen aan de norm. In de praktijk kan het zijn dat de vergunninghouder/aanvrager de norm invult op een manier die niet overeenkomt met de Guides. Dan is het aan de ANVS om te beoordelen of ook op die wijze aan de bovenliggende norm wordt voldaan."

Een DSR regel kan dus onder het criterium 'IAEA harmonisatie' verwijderd worden als het gedekt wordt in IAEA Safety Guides. Er wordt verwacht dat de aanvrager van een vergunning de *Safety Requirements* invult op een manier die gelijkwaardig is aan de voorgestelde maatregelen in de IAEA Safety Guides.

In de analyse zijn de volgende IAEA *Specific Safety Requirements* en IAEA *Specific Safety Guides* benoemd:

SSR-1 Site Evaluation for Nuclear Installations (2019)
SSR-2/1 (Rev. 1) Safety of Nuclear Powerplants: Design (2016)
SSR-2/2 (Rev. 1) Safety of Nuclear Powerplants: Commissioning and Operation (2016)
SSR-3 Safety of Research Reactors (2016)
GSR Part 4 (Rev. 1) Safety Assessment for Facilities and Activities (2016)
GSR Part 5 Predisposal Management of Radioactive Waste (2009)
GSR Part 6 Decommissioning of Facilities (2014)
GSR Part 7 Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency (2016)
SSG-2 (Rev. 1) Deterministic Safety Analysis for Nuclear Powerplants (2019)
SSG-3 (Rev. 1) Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (2024)
SSG-18 Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (2011)
SSG-30 Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants (2014)
SSG-34 Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants (2016)
SSG-39 Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants (2016)
SSG-40 Predisposal Management of Radioactive Waste from Nuclear Power Plants and Research Reactors (2016)
SSG-52 Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants (2019)
SSG-53 Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants (2019)
SSG-54 Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants (2019)
SSG-56 Design of Reactor Coolant System and Associated Systems for Nuclear Power Plants (2020)
SSG-61 Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants (2021)
SSG-64 Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants (2021)
SSG-67 Seismic Design for Nuclear Installations (2021)
SSG-68 Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes (2021)
SSG-77 Protection Against Internal and External Hazards in the Operation of Nuclear Power Plants (2022).

Deze lijst mist een aantal SSG's die relevant zijn voor het ontwerpen en bedrijven van nucleaire installaties. Deze lijst geeft namelijk alleen aan welke onderwerpen aan bod kwamen in het oude VOBK van 2015, en sindsdien zijn er meer SSG's herzien en bijgekomen. Er is overwogen om in het nieuwe VOBK een soortgelijke lijst op te nemen van SSG's, maar zo'n lijst is niet goed te onderhouden. In het nieuwe VOBK is gekozen voor een verwijzing naar specifieke IAEA SSR's die

van toepassing zijn voor bepaalde nucleaire installaties. De IAEA SSG's kunnen gebruikt worden om die *Requirements* in te vullen, maar worden niet individueel benoemd. De SSG's geven zelf het beste weer in welke context zij gebruikt moeten worden, en hoe de *Recommendations* toe te passen zijn in verschillende situaties.

2.1.5. Belangrijke discussiepunten – technische onderwerpen

Internal and external hazards

Hoofdstuk 4 in combinatie met Annex 2 van de DSR behandelt *internal and external hazards*, oftewel het identificeren van veiligheidsrisico's binnen en buiten de installatie, het ontwerpen van maatregelen en het uitvoeren van maatregelen. In de DSR waren deze drie onderwerpen niet goed van elkaar te onderscheiden, en was het onduidelijk hoe eisen in de Annexen zich verhouden met eisen in de hoofdtekst. Dat maakt het onduidelijk hoe de eisen toegepast moeten worden. Daarnaast bestond er zeer grote variatie in de mate van uitwerking van de eisen, waar sommigen zeer specifiek en voorschrijvend waren en anderen uiterst algemeen.

Op *Requirement* niveau stellen de IAEA standaarden een algemene eis dat *internal and external hazards* meegenomen moeten worden in het ontwerp en deel uitmaken van de veiligheidsanalyses. Meerdere Safety Guides behandelen deze thema's uitgebreid en gaan waar nodig specifiek op de context in (denk bijvoorbeeld aan *siting, hazard assessment, design* en *operation*). Deze systematiek biedt een betere aansluiting bij een *graded approach*. Namelijk dat aanbevelingen dienen te worden opgevolgd in het geval de *hazards* voor de installatie relevant zijn. Daarnaast is de set IAEA guides op dit onderwerp zowel qua reikwijdte als qua diepgang zeer uitgebreid.

Safety Demonstration

Het oude VOBK beschreef de verwachtingen rond *safety demonstration* in zowel de hoofdtekst (hoofdstukken 5, 6, en 7) als in Annex 4. De oorsprong van deze verwachtingen ligt bij het Duitse systeem in de SaKKW dat veelal deterministisch en voorschrijvend is. In de vertaling naar de DSR is de eis voor het maken van PSA (*probabilistic safety analysis*) levels 1 tot 3 erbij gekomen, maar de tekst bleef ingesteld op een deterministische aanpak. In het nieuwe VOBK wordt de IAEA systematiek aangehouden, met deterministische en probabilistische aanpakken in de veiligheidsanalyses. In hoofdstuk 4 van het VOBK, '*ANVS-specific Requirements for Safety Documentation and Demonstration*' wordt aangegeven hoe dit toegepast kan worden in de Nederlandse context.

Single Failure Criterion (SFC)

Het SFC stelt dat het falen van één component of systeem niet mag leiden tot het falen van de veiligheidsfunctie. In de praktijk bepaalt het SFC het aantal toegepaste redundanties in het ontwerp in veiligheidssystemen. Het criterium heeft ook invloed op de bedrijfsvoering van de installatie, in relatie tot wat wel en niet is toegestaan bij onderhoud, reparaties en wijzigingen. Er zijn verschillende manieren om daarmee om te gaan.

Het oude VOBK vereiste een specifiek aantal redundanties in de ontwerp-, en buitenontwerpbasis, en schreef uitgebreid voor hoe het SFC toegepast en aangetoond moest worden. Deze voorschrijvende methode past niet goed bij het doelstellende karakter van de Nederlandse stelsel, en was in een aantal gevallen - zoals in het geval van onderhoud - te beperkend. Het nieuwe VOBK sluit aan bij de IAEA-interpretatie, en geeft aanvullingen op hoe het SFC toegepast kan worden in verschillende situaties.

Kernsmeltfrequentie

Het smelten van de kern wordt traditioneel gezien als het punt waarop een ongeval overgaat in een ernstig ongeval. De kernsmeltfrequentie is de kans hoe vaak dit gebeurt, in het Engels de core damage frequency (CDF), bijvoorbeeld een kans van eens in de honderdduizend jaar (10^{-5} /j) of eens in de miljoen jaar (10^{-6} /j). Door ontwikkelingen in de stand van de techniek is er in moderne

ontwerpen veel meer aandacht voor het mitigeren van de gevolgen van ernstige ongevallen. Dit betekent dat de kans kleiner is gemaakt dat een ernstig ongeval ook leidt tot grote radiologische lozingen. Ook is het begrip 'kernsmelt' niet van toepassing op sommige geavanceerde ontwerpen, zoals een gesmolten zout reactor.

In het nieuwe VOBK is ervoor gekozen om in plaats van een limiet aan de kernsmeltfrequentie een limiet in combinatie met een richtwaarde op te nemen aan de frequentie waarmee grote of vroegtijdige lozingen worden verwacht, in het engels large early release frequency (LERF). De LERF geeft namelijk een betere indicatie van het risico voor mens en milieu en is breder toepasbaar op verschillende reactorontwerpen. De limiet geeft aan waar het ontwerp minimaal aan moet voldoen om vergund te worden, en de richtwaarde is bedoeld om verdere verbeteringen en optimalisatie te stimuleren. Als een ontwerp aantoont dat het voldoet aan de richtwaarde worden er geen verdere discussies gevoerd.

Tijdspannes

Op diverse plekken in de DSR hoofdtekst en annexen worden acties of systeemeisen genoemd waar bepaalde tijdspannes aan verbonden zijn. Een voorbeeld hiervan is de tijd na een ongeval waarin er geen handmatige acties hoeven te worden uitgevoerd. Deze specifieke tijdspannes komen niet voor in de IAEA Safety Standards. Omdat deze tijdspannes goed aangeven wat de verwachtingen zijn van de ANVS aan ontwerp en bedrijfsvoering, is gekozen om deze ook op te nemen in het nieuwe VOBK onder 'ANVS-Specific Design Requirements' in 'Automation' en 'Self-sufficiency'.

De 'Self-sufficiency' of zelfredzaamheid van de installatie, houdt in dat veiligheidssystemen over voldoende voorraden beschikken om een bepaalde tijd vol te houden zonder externe hulp. Hier is in het nieuwe VOBK is een aanscherping opgenomen. In het oude VOBK stond een minimale zelfredzaamheid van 72 uur. Soortgelijk aan de limiet en richtwaarde voor de LERF staat in het nieuwe VOBK een limiet van 72 met een richtwaarde van 7 dagen. Dit heeft tot doel om verdere weerbaarheid aan te moedigen waar het kan.

2.1.6. Belangrijke discussiepunten – juridisch

Een van de doelen van de herziening was om de aansluiting van het VOBK bij het Nederlandse juridisch kader te verduidelijken. Daartoe is gezien met welke juridische bepalingen het VOBK een relatie heeft, inclusief de sinds het vorige VOBK in werking getreden Rnvk.

Vergunningverlening

De voorwaarden voor de verlening van de vereiste vergunning voor nucleaire installaties zijn geregeld in de Kernenergiewet, het Bkx en de Rnvk en worden, al naar gelang het niveau, steeds minder globaal. Deze eisen bepalen wat nodig is om een vergunning voor (de bouw van) een nucleaire installatie te kunnen verlenen, onder meer door het aantonen van de veiligheid. Het VOBK wordt door de ANVS gebruikt om te beoordelen of aan de eisen uit wet- en regelgeving wordt voldaan. Voor deze herziening is op een rij gezet welke wet- en regelgeving dat betreft:

- De gronden voor weigering van een vergunning uit artikel 15b, eerste lid, Kew in het belang van de bescherming van mensen, dieren, planten en goederen; de veiligheid van de Staat; beveiliging en de nakoming van internationale verplichtingen. Uitzondering is de weigeringsgrond in het belang van de aansprakelijkheid voor kernongevallen. Dit is namelijk geborgd via de Wet aansprakelijkheid kernongevallen (Wako) en een verplicht vergunningvoorschrift (verplicht op grond van artikel 39 Bkx).
- De grond voor weigering van een vergunning uit artikel 15b, tweede lid, op grond van verouderde techniek;
- De verplichtingen om bij een vergunningaanvraag een veiligheidsrapport en risicoanalyse toe te voegen uit artikel 6 tot en met 11 Bkx. Een veiligheidsrapport bevat een beschrijving van de maatregelen die door of vanwege de aanvrager zullen worden getroffen ter voorkoming van schade, of ter beperking van de kans op schade, waaronder begrepen de maatregelen ter voorkoming van schade buiten de inrichting, tijdens normaal bedrijf, en ter voorkoming van schade voortvloeiende uit de in die beschrijving te vermelden gepostuleerde begin-gebeurtenissen, alsmede een risicoanalyse van de schade buiten de inrichting als gevolg van

die gebeurtenissen. De risicoanalyse ziet op de schade buiten de inrichting als gevolg van buiten-ontwerpongevallen.

- De voorwaarden op het gebied van stralingsbescherming uit artikel 18, eerste lid, Bkse, zijnde rechtvaardiging, optimalisatie, dosislimieten en deskundigheid als bedoeld in het Bbs.
- De radiologische acceptatiecriteria voor normaal bedrijf en binnen-ontwerp ongevallen uit artikel 18, tweede lid, Bkse.
- De individuele en groepsrisicolimieten voor reactoren uit artikel 18, derde lid, Bkse;
- De overlap tussen veiligheid en beveiliging als bedoeld in artikel 22 Bkse
- De nucleaire veiligheidsdoelstelling voor kerninstallaties uit artikel 6 Rnvk, namelijk het voorkomen en, als een ongeval zich voordoet, de gevolgen van dat ongeval beperken en vermijden dat zich vroegtijdige radioactieve lozingen voordoen die noodmaatregelen buiten de locatie van de kerninstallatie noodzakelijk maken maar waarbij onvoldoende tijd rest om die maatregelen uit te voeren en dat zich grote radioactieve lozingen voordoen die beschermingsmaatregelen zouden vereisen die niet beperkt kunnen worden in tijd of ruimte.
- de verplichting tot een effectieve veiligheidscultuur in artikel 8 Rnvk.

Tienjaarlijkse evaluaties

De verplichting om een periodieke, ten minste eens per tien jaar, evaluatie uit te voeren is opgenomen in de Rnvk (voorheen vergunningen). Daarbij moet een vergunninghouder van een nucleaire installatie kijken naar de relevante ontwikkelingen en inzichten op het gebied van nucleaire veiligheid, zo volgt uit artikel 11, tweede lid, onder c, Rnvk. Het VOBK kan worden gezien als weergave daarvan en derhalve in die context als referentiekader worden gebruikt.

3 Het nieuwe VOBK

3.1. Structuur

Het nieuwe VOBK heeft in totaal 42 bladzijdes inclusief een voorbeeld annex. De inhoudsopgave is als volgt:

Inhoudsopgave VOBK 2025	
1	Introduction—6
1.1.	Scope and Goal—6
1.2.	Status—6
1.3.	Background—7
1.4.	Structure of the Handreiking—8
2	Implementation of IAEA Standards—9
2.1.	Fundamentals—9
2.2.	IAEA Safety Requirements & Security Recommendations—9
2.3.	IAEA Safety Guides—9
3	ANVS-Specific Design Requirements—10
3.1.	Defence in Depth—10
3.2.	Single failure criterion—10
3.3.	Common cause failures—11
3.4.	Automation—11
3.5.	Self-sufficiency—12
3.6.	Hazard protection concept—12
4	ANVS- Specific Requirements on Safety Demonstration and Documentation—13
4.1.	Safety analyses—13
4.2.	Codes and standards—13
4.3.	Large Early Releases—13
4.4.	Safety documentation—14
Annex A Acceptance criteria and postulated events for LWR's	
	Operating states—3
	Acceptance Criteria—4
	Generic event lists—7

Het eerste hoofdstuk geeft een introductie en beschrijft hoe het VOBK dient te worden gebruikt. Het gaat in op de Nederlandse wet- en regelgeving en internationaal erkende veiligheidsnormen. Het tweede hoofdstuk beschrijft hoe de IAEA Safety Standards toegepast worden. In hoofdstuk 3 en 5 geeft de ANVS aanvullingen op onderwerpen die verder gaan dan de IAEA standaarden. De Annex is dezelfde als die van het oude VOBK (met een andere titel – voormalig '*Postulated Events*'), en is nadrukkelijk een voorbeeld annex. De Annex is behouden omdat deze een goed voorbeeld geeft van *postulated initiating events (PIE's)* voor licht water reactoren.

In het format van de 'ANVS-Specific Requirements' in hoofdstukken 3 en 4 is gekozen voor een stuk context en uitleg, en daarna de genummerde *requirement* in oranje. Een voorbeeld hiervan is als volgt:

3.3 Common cause failures

SSR-2/1 Req. 24; SSR-3 Req. 26; SSR-4 Req. 23, WENRA SRL E9.4, SV5.4c

Redundancy, diversity, independence and physical separation are required in the IAEA SSRs to be considered to increase reliability and reduce the potential for common cause failures. Here, the ANVS sets specific expectations for the implementation of these concepts in line with WENRA SRLs.

3.3 (1) If a design depends on the functioning of active systems to prevent events within the design basis reaching severe accident conditions, the main safety functions shall, in principle, be performed by redundant, diverse, independent and separated components⁸. Exceptions shall be justified⁶.

⁶ Examples of justification are probabilistic or deterministic arguments, engineering judgement, the complexity of the SSC, robust maintenance and/or testing, or a cost-benefit analysis

⁸ This refers to the combination of systems in DBA and DEC-A.

3.2. Juridische vorm

Het nieuwe VOBK is, net als de vorige, een handreiking. Handreikingen zijn informatieve documenten die de ANVS publiceert voor vergunninghouders en initiatiefnemers met haar verwachtingen op een bepaald onderwerp. Vergunninghouders en initiatiefnemers kunnen deze meenemen in hun vergunningaanvraag. De ANVS publiceert Handreikingen om voorspelbaar en transparant te zijn. Vergunninghouders en initiatiefnemers mogen erop vertrouwen dat de ANVS zijn eigen handreikingen volgt. Ze zijn echter geen onderdeel van de regelgeving of vergunning en niet juridisch bindend.

De relatie tussen het VOBK en het wettelijk stelsel is in de tekst verduidelijkt. Er wordt daarnaast nog verder door het Ministerie van Infrastructuur en Waterstaat en de ANVS onderzocht, in afstemming met elkaar, of de inhoud van het VOBK een andere juridische vorm moet krijgen. De technische inhoud zal daarmee niet veranderen.

3.3. SRL Implementatie

Als onderdeel van de implementatie van de Handreiking GIGO [13] is gekeken naar de WENRA SRL's For Existing Reactors [1]. Daar is, net als bij de analyse van het VOBK, gekeken naar welke SRL's gedekt worden in de IAEA *Safety Standards*. Hieruit volgt dat enkele SRL's die niet in de IAEA *Safety Standards* worden gedekt opgenomen kunnen worden in de herziening van het VOBK. De onderstaande tabel geeft de relevante WENRA SRL's met de meest passende IAEA *Safety Standards* en hoe deze zijn geïmplementeerd in het nieuwe VOBK. De oranje tekst geeft het verschil tussen de IAEA *Safety Standards* en WENRA SRL's aan. De rode tekst laat zien hoe dit terug te vinden is in de tekst van het VOBK.

WENRA SRL	Verwijzing relevante IAEA Standards	SRL tekst	Verwerking in het nieuwe VOBK
E09.03	SSR-2/1 (Rev.1), Req. 16 [5.12], Req. 32 [5.58] en Req. 61 [6.33]	Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.	3.4 Automation 3.4 (1) Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Exceptions, i.e. any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event, shall be justified ⁶ .
F04.05	SSR-2/2 (Rev. 1), Req. 19 [5.8c en 5.8f] GSR Part 7, Req. 24 [6.22, 6.23] en Req. 26 [6.34]	The NPP site shall be autonomous regarding supplies supporting safety functions for a period of time until it can be demonstrated with confidence that adequate supplies can be established from off site.	3.5 Self sufficiency 3.5 (1) The period of time for which the site is self-sufficient regarding supplies supporting safety functions shall be no less than 72 hours with a target value of 7 days.
F04.07	SSR-2/1 (Rev. 1), Req. 17 [5.21A], Req. 20, Req. 51, Req. 52 [6.18-6.19], Req. 68 en Req. 80 i.c.m. SSG-88 [5.6, 5.8, 5.14, I.38]	There shall be sufficient independent and diverse means including necessary power supplies available to remove the residual heat from the core and the spent fuel. At least one of these means shall be effective after events involving external hazards more severe than design basis events.	3.2 Single Failure Criterion 3.2 (1) A quantitative analysis shall be performed to justify the decision whether or not to apply the single failure principle to SSCs for design extension conditions. Where reasonably feasible, the single failure concept shall be applied in design extension conditions .
SV05.01	SSR-2/1 (Rev.1), Req. 16 [5.7] en Req. 17 [5.15A, 5.16] i.c.m. SSG-64 [3.5, 3.13]	A protection concept [5] shall be established to provide a basis for the design of suitable protection measures. [5] A protection concept , as meant here, describes the overall strategy to cope with internal hazards.	3.6 Hazard protection concept The ANVS expects a hazard protection concept in line with WENRA SRLs and IAEA standards. While the IAEA standards treat the range of external hazards to be considered in depth in their guidance, no specific goal is set for the minimum exceedance frequency to be considered.
SV05.04c	SSR-2/1 (Rev. 1) Req. 7 [4.11] i.c.m. SSG-64 [3.19]	(c) ensure adequate physical separation or segregation of redundant / diverse trains of safety systems, to prevent propagation of the effects of internal hazards to other trains. Exceptions should be justified .	4.1. Common cause failures 3.3 (1) If a design depends on the functioning of active systems to prevent events within the design basis reaching severe accident conditions, the main safety functions shall, in principle, be performed by redundant, diverse, independent and separated components . Exceptions shall be justified ⁶ .

TU04.02	SSR-1, Req. 7 [4.20] i.c.m. SSG-68 [2.9, 3.3, 3.8] SSG-67 [3.22, 3.25, 3.26] SSG-9 [4]	The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to external hazards. An exceedance frequency not higher than 10^{-4} per annum, shall be used for the design basis events. Where it is not possible to calculate these frequencies with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below 10^{-4} per annum. For accidental airplane crashes and explosion blast waves a design basis event shall be defined to ensure a minimum protection of the plant.	3.6 Hazard protection concept 3.6 (1) For external hazards, an exceedance frequency not higher than 10^{-4} per annum shall be used for the design basis events. Where deterministic methodologies are used in the hazard evaluation it shall be justified that an equivalent level of safety is reached.
---------	---	---	--

Verwijzingen

- [1] WENRA, „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020,” 2020.
- [2] WENRA, „Safety Objectives for New Power Reactors,” 2009.
- [3] BMUV, „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke,” 2012.
- [4] IAEA, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSR-1, Vienna, 2019.
- [5] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), Vienna, 2016.
- [6] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), Vienna, 2016.
- [7] IAEA, Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSR-3, Vienna, 2016.
- [8] IAEA, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), Vienna: IAEA, 2016.
- [9] Arcadis, Stibbe, NRG „Evaluatie stelsel kernenergiewet,” Arcadis Nederland B.V., 2023.
- [10] Ministerie KGG, „<https://www.overkernenergie.nl/actueel/nieuws/2025/05/16/volgende-stap-bouw-nieuwe-kerncentrales-onderzoeksplan-locaties-bekend-en-studies-in-borssele-afgerond>,” [Online], 2025.
- [11] ANVS, „<https://www.autoriteitnvs.nl/documenten/publicatie/2025/03/25/anvs-beeld-uitkomsten-technische-haalbaarheidsstudies-kerncentrales>,” [Online] 2025..
- [12] ANVS, „<https://www.autoriteitnvs.nl/actueel/nieuws/2023/12/06/samenwerken-beoordelingen-kleine-kernreactoren>,” [Online], 2023.
- [13] ANVS, „Handreiking Gebruik Internationale Guides bij Oordeelsvorming,” Den Haag, 2025.
- [14] WENRA, „Safety of new NPP - Study by the Reactor Harmonisation Working Group RHWG,” 2013.
- [15] ANVS, „<https://www.autoriteitnvs.nl/voorlichting/nieuwe-ontwikkelingen-in-kernreactoren/small-modular-reactors>,” [Online], 2025.
- [16] ANVS, „https://www.internetconsultatie.nl/anvs_handreiking_vobk/b1,” [Online], 2024.
- [17] IAEA, „GOV/2004/6 Action Plan for the Development and Application of IAEA Safety Standards,” IAEA, 2004.