

附件 2

核安全导则

HAD 102/02

# 核动力厂抗震设计与鉴定

国家核安全局 2018 年 XX 月 XX 日批准发布

(征求意见稿)

国家核安全局

# 核动力厂抗震设计与鉴定

(2018 年 X 月 X 日国家核安全局批准发布)

本导则自 2018 年 X 月 X 日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

# 目 录

<b>1 引言</b> .....	<b>7</b>
1.1 概述.....	7
1.2 目的.....	7
1.3 范围.....	7
<b>2 总则</b> .....	<b>8</b>
2.1 概述.....	8
2.2 设计基准地震.....	8
2.3 构筑物、系统和部件的抗震分类.....	9
2.4 地震荷载与运行荷载的组合.....	12
2.5 抗震能力.....	14
2.6 超设计基准地震的考虑.....	16
<b>3 抗震设计</b> .....	<b>16</b>
3.1 采用适当的厂房布置.....	16
3.2 岩土参数.....	17
3.3 土木工程结构.....	18
3.4 土工结构.....	19
3.5 管道和设备.....	20
3.6 选用适当的设计标准.....	21
3.7 定期安全审查.....	22
<b>4 设备抗震鉴定</b> .....	<b>22</b>
4.1 设备抗震鉴定的基本要求.....	22
4.2 分析法鉴定.....	25
4.3 应用试验法、地震经验和间接法进行抗震鉴定.....	35
<b>5 地震仪表</b> .....	<b>42</b>
5.1 概述.....	42
5.2 结构的地震反应监测.....	42
5.3 地震监测与自动停堆系统.....	43
5.4 数据处理.....	44
5.5 震后行动.....	44
<b>附录 I 抗震分类举例</b> .....	<b>46</b>
<b>附录 II 其他国家对抗震设计分类或分级的典型见解</b> .....	<b>48</b>

# 1 引言

## 1.1 概述

本导则是对《核动力厂设计安全规定》有关条款的说明和补充。本导则参考了《核动力厂地震危险性评价》<sup>1</sup>相关内容，将核动力厂选址相关的地震问题延伸到设计与鉴定方面。

## 1.2 目的

本导则的目的是为设计核动力厂提供通用的可接受方法，使按《核动力厂地震危险性评价》确定的厂址地震动不致危及核动力厂的安全，并在分析、试验和构筑物与设备鉴定所用方法和程序的一致性方面给予指导，使其满足《核动力厂设计安全规定》安全要求。

## 1.3 范围

1.3.1 本导则适用于符合《核动力厂地震危险性评价》排除准则要求的陆上固定式水冷反应堆核动力厂的设计，以防御厂址特定地震。本导则不涉及地震动的强度或核动力厂各物项的风险度。

1.3.2 当采用简化程序进行设计和验证时，应证明这些程序对于实现安全目标的适宜性，并从安全的角度充分地予以评价。

1.3.3 本导则适用于新建核动力厂的设计与建造，通常不用于对已建核动力厂的重新评价。对于既有核动力厂的抗震设计裕度的评价不属于本导则的范围。

1.3.4 本导则的建议可用于陆上固定式水冷反应堆以外的其他堆型的核动力厂，但应按照所考虑堆型相关的特殊安全要求，采用工程判断的方法评价其适用性。

1.3.5 本导则中关于模型化与物项鉴定方面的技术建议也可应用于地震以外其他来源引发振动的设计中，如：工业设施的爆炸、飞机撞击、采石场

---

1 该导则取代 HAF101/01 《核电厂厂址选择中的地震问题》（1994 年修订）。

爆炸或高速旋转机械的事故等。但是,对于此类扩展应慎用,尤其是关于诱发振动的频率范围、持续时间、方向和对核动力厂的影响机理等方面,应进行工程判断。还应注意到,抗御此类荷载的设计可采用不同的形式,例如防撞墙或可能包括其他不同的破坏形式(例如冲击荷载引起的结痂或破碎)。在本导则中不考虑这些特殊的工程措施。

## 2 总则

### 2.1 概述

2.1.1 本章依据《核动力厂设计安全规定》中所确定的要求,按构筑物、系统和部件在设计基准地震事件中的安全重要性,对其抗震分类提出建议。为保证在设计中有适当的安全裕度<sup>2</sup>,还给出了关于设计标准应用的建议。

2.1.2 对于本导则适用范围内所涵盖的影响核动力厂安全的物项、服务和过程,应制定质量保证大纲并有效实施。

### 2.2 设计基准地震

2.2.1 根据《核动力厂地震危险性评价》,对每个厂址应评定两个级别地震动危险性。依据《核动力厂地震危险性评价》列出的程序及核动力厂设计确定的目标概率水平或原则,给出两个级别的设计基准地震动值:地震水平 1 (SL-1) 和地震水平 2 (SL-2)。

2.2.2 在核动力厂的设计中,SL-2 与最严格的安全要求相关,而 SL-1 与可能性较大而严重性较低的一般具有不同安全意义的地震水平相关。通常,SL-1 用于荷载组合(当由于与概率相关的原因,其他事件与较低强度的地震组合)、事故后的检查及国家许可证要求。对于较低水平的地震动危险性,SL-1 通常不与安全要求相关,而只与运行要求相关。

2.2.3 对核动力厂每个安全级物项均应考虑 SL-2 设计基准地震。最低水平应考虑相当于自由场地面加速度峰值 0.15g(设计反应谱中零周期加速度的值)。

---

2 本文中,安全裕度是指在设计、材料选择、建造、维修及质量保证中的特殊条款的结果。

2.2.4 对于任一危险性水平，设计基准地震动的确定一般考虑潜在相关地震动的频谱及持续时间。当判定有多个震源对危险性具有主要贡献时，尤其应注意。在此情况下，对于同一危险性水平而源于不同震源（如远场和近场）的地震动（或反应谱）进行包络时应更加谨慎。考虑到构筑物、系统和部件的抗震要求不同，宜对不同的地震动分别进行承载力评价。

2.2.5 输入地震动一般定义在地表或基岩表面处的自由场。当需要在基础标高处进行地震输入时，按《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》中所述，可采用反演-正演的方法来赋值。

## 2.3 构筑物、系统和部件的抗震分类

2.3.1 由地震引起的任何主要的厂址预期效应，与通过核动力厂构筑物传至结构、系统和部件的震动相关。震动可通过直接或间接相互作用机制（如由地震引发的物项间的机械相互作用、危险物质的释放、着火或水淹，操作人员通道的破坏以及撤离道路或进场道路的不可用等）影响核动力厂的安全功能。

2.3.2 所有构筑物、系统和部件（以下称“物项”）都要经受任何可能发生的地震荷载，而地震事件发生时所要求的性能可以不同于在安全分级中所考虑的安全功能（《核动力厂设计安全规定》2016版第5.1.2.1和5.1.2.2条）。那些安全功能是基于在所有设计基准工况下（假想始发事件）要求最高的安全功能。因此对于从安全出发的设计方法，除了安全分级以外，还要根据其在地震期间和地震后的安全重要性将构筑物、系统和部件进行分类。构筑物、系统和部件的抗震分类可根据核动力厂机组的设计特性分为三类或更多类。分类的目的是为了有利于公众和环境对放射性释放的防护。

2.3.3 应规定核动力厂的抗震 I 类物项。此类物项应设计为可承受 SL-2 地震水平地震动所产生的后果。抗震 I 类物项通常相应于安全上的最高类别，并包括所有安全重要物项。具体来说，抗震 I 类应包括下列物项及其支承结构：

(1) 作为 SL-2 地震水平的后果，其失效会直接或间接导致事故工况的物项。

(2) 使反应堆停堆、保持反应堆处于停堆状态、在要求期间内排出余热所需的物项，以及对上述功能的参数进行监测所必需的物项。

(3) 防止或缓解设计中考虑的任何假想始发事件（不论其发生的概率如何）引起的放射性释放超过限值（限值应由监管机构规定）所必需的物项。

2.3.4 上述 (3) 条款中物项的选取与纵深防御有关：在 SL-2 水平的地震事件中，所有层次的防御应总是处于可用状态（《核动力厂设计安全规定》，4.4.3 条）<sup>3</sup>。为防御地震以外的外部事件所设计的实体屏障，在地震期间应保持其完整性和功能性。

2.3.5 尽管一回路主要压力边界是按承受地震荷载进行设计的，但作为一种保守措施，仍假设在一回路压力边界会发生某些设计基准事故而设置了减缓其后果的物项，这类物项也要包括在抗震 I 类物项内。

2.3.6 核动力厂抗震 I 类物项的设计、安装与维修应依据国家在核应用方面最严格的实践进行：安全裕度应高于常规风险的设施所采用的安全裕度。对于抗震 I 类的任何物项，应按照安全功能的要求确定适当的验收准则<sup>4</sup>（如表明功能性、密封性或最大变形的设计参数）。但是，在某些情况下，如果详细评价其对核动力厂安全功能的影响，对于包含 SL-2 水平地震的荷载组合，实体屏障的验收准则可以降低。

2.3.7 可确定核动力厂的抗震 II 类物项。抗震 II 类物项应包括：

(1) 所有具有放射性风险但与反应堆无关的物项（如乏燃料厂房与放射性废物厂房）。要求这些物项具有的安全裕度与其潜在放射性后果相一致。由

3 在纵深防御的框架中，对所有外部事件的防御是第一层次纵深防御的一部分。

4 验收准则是对评价构筑物、系统和部件执行其设计功能的能力所用的功能性的或状态性指标而规定的边界值。此处所用的验收准则是指在所定义的假想初始事件下，对构筑物、系统和部件功能性的或状态性的指标规定的边界值（如：与功能性、密封性或无相互作用相关的指示）。

于这些物项一般来说与不同的释放机理有关(如由废物泄漏、乏燃料筒损坏),其预期后果与反应堆的潜在后果不同。

(2) 不属于抗震 I 类(特别是 2.3.3 条(2)和(3)中的物项),但在足够长的时间内(在该时间段内具有合理地发生 SL-2 或 SL-1 地震的可能性)防止或缓解核动力厂事故工况(由地震以外的假想始发事件引起)所需要的物项。

(3) 与厂址可达性相关的物项及实施应急撤离计划所需物项。

2.3.8 抗震 II 类物项的设计地震水平应在以下基础上确定。为保护物项防御这一地震水平所作的附加工作必须与可能减轻核动力厂人员或公众遭受地震引起的风险相称。必须遵守国家规定的放射性物质释放可接受的限值。

2.3.9 不属于抗震 I 类、抗震 II 类的非核抗震类物项应依据国家非核设施的规范进行设计,即按常规风险的设施进行设计。其中的一些对核动力厂运行重要的物项,可根据运行目标选择较严格的验收准则。这种做法可减少核动力厂停堆、检查和重新申请许可证的需要,从而使核动力厂持续运行。

2.3.10 在核动力厂的所有物项中(包括那些安全上不重要的物项),那些可能与抗震 I 类和抗震 II 类物项发生空间相互作用(如由于倒塌、坠落或移位)或其他相互作用(如:通过危险物质释放、着火、水淹或地震引起的相互作用)的物项。应论证由于抗震 I 类、抗震 II 类物项引起的潜在影响及对其造成的损害,既不影响任何抗震 I 类及抗震 II 类物项的安全功能,也不影响任何安全相关的操纵员行动。

2.3.11 作为地震的后果,根据分析、试验或经验,预计会发生某些相互作用,并且会危及抗震 I 类或抗震 II 类物项的功能(包括操作行动)时,应采取下述措施之一:

(1) 这类物项应重新分类为抗震 I 类或抗震 II 类,并重新进行设计。

(2) 为了避免对抗震 I 类或抗震 II 类物项产生不利影响,这类物项应按



SL-2 地震进行鉴定。

(3) 应适当地保护被危及的抗震 I 类或抗震 II 类物项, 以免其功能受到与此类物项相互作用的危害。

2.3.12 第 2.3.10 所述物项应按照核应用实践进行设计、安装及维护。但是, 在第 2.3.12(2) (相互作用物项) 的假设中, 当认为其与抗震 I 类或抗震 II 类物项发生相互作用的概率非常低时, 可以适当降低安全裕度。

2.3.13 对物项的抗震分类, 应基于清楚地了解为保证安全在地震期间或地震后对其功能的要求。根据其不同的安全功能, 同一系统中的不同部件可能属于不同的抗震类别。例如应考虑密封性、损坏 (如疲劳、磨损及开裂等) 程度、机械或电气功能的能力、最大位移、永久变形的程度和几何尺寸的保持等方面。

2.3.14 对核动力厂所有可能的运行模式都应考虑地震荷载。在抗震设计中, 对所设计的物项应考虑其抗震分类。

2.3.15 应依据反应堆类型 (例如压水堆和沸水堆)、国家核安全法规和标准以及厂址的特殊边界条件 (如冷却水源的可用性) 等进行抗震分类。

2.3.16 作为设计过程的一部分, 应列出具有相关验收准则的所有物项的详细清单。示范的清单见附录 I。

## 2.4 地震荷载与运行荷载的组合

2.4.1 设计荷载的分组如下:

- (1) L1 正常运行引起的荷载;
- (2) L2 预计运行事件引起的附加荷载;
- (3) L3 事故工况引起的附加荷载。

2.4.2. 应按所考虑物项的特定位置计算地震荷载, 要考虑基土和厂房构筑物的特性, 包括质量和刚度及厂房内设备的分布。应保证已考虑了起控制作用的荷载组合。

2.4.3 对于抗震设计，地震引起的荷载应与核动力厂的运行荷载进行如下组合：

(1) 对于抗震 I 类及抗震 II 类的物项，应根据其类别将 L1 荷载与设计基准地震组合；

(2) 对于抗震 I 类及抗震 II 类的物项，如果 L2 或 L3 荷载由地震荷载引起并/或与地震荷载同时发生的可能性大（例如 L2 荷载与地震无关<sup>5</sup>，但发生相当频繁，就可能是这种情况），则 L1 和 L2 或 L3 荷载应与设计基准地震组合。

表 1 与地震荷载的荷载组合

抗震类别	L1	L2	L3	地震荷载	安全裕度
I	×			SL-2	依据较高风险设施的设计规范（核规范）
	×	×		SL-2	同上 <sup>b</sup>
	×		×	SL-2	同上 <sup>b</sup>
II	×			SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	依据风险与核动力厂不同（通常较低）的设施的设计规范
	×	×		SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	同上 <sup>b</sup>
	×		×	SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	同上 <sup>b</sup>
与抗震 I 类 或抗震 II 类 物项发生空 间相互作用	×			SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	依据较高风险设施的设计规范（核规范） 或较低风险 <sup>c</sup> 的设计规范
	×	×		SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	同上 <sup>b</sup>
	×		×	SL-2 或 SL-1 <sup>a</sup>	同上 <sup>b</sup>
非核抗震类	×			常规地震输入	依据常规风险设施的设计规范

a 如果有充分论证支持，荷载组合时可用 SL-1，而不是 SL-2。

b 仅在由 SL-2 引起或与其同时发生的可能性高时才考虑

c 如果能表明相互作用的可能性小，可以考虑较小的安全裕度。

5 典型的由地震事件引发的 L2 荷载可能是由反应堆停堆产生的荷载，或由于沸水堆冷凝器中旁路蒸汽容量较小，而由汽轮机跳机产生的一回路系统中的压力峰值荷载。

(3) 对已确认会发生与抗震 I 类或抗震 II 类物项相互作用的其他抗震物项, 应采用与抗震 I 类或抗震 II 类物项相同的荷载组合, 但可用不同的安全裕度。

(4) 对于非核抗震类抗震物项, 应将相关设计基准荷载按常规工业规范予以组合。

2.4.4 对于构筑物、系统和部件的抗震设计, 应考虑假设由地震后果引发的在厂址处的外部事件, 诸如水淹或着火等。这些外部事件应根据概率分析确定。作为地震后果, 这些荷载应与 SL-1 或 SL-2 组合, 并恰当地考虑事件的发生时间和持续时间。

## 2.5 抗震能力

2.5.1 荷载组合的验收准则 (包括 SL-2 或 SL-1 与 L1 或 L2 荷载, 或 L3 荷载组合的效应) 应与无地震作用的 L3 荷载的相关做法相同。

2.5.2 对于抗震 I 类和抗震 II 类的构筑物, 如果证明其验收准则 (以表征诸如弹性、最大裂缝宽度、不出现屈曲或最大延性的设计参数来表示) 满足与其抗震类别一致的安全裕度, 则可设计为呈现非线性特征 (选择材料和/或几何尺寸)。不可逆的结构性状影响程度 (例如与接缝处的延性有关) 应与相关地震场景的预计发生频度相一致。在任何情况下, 应根据抗震分类明确地评定特定的验收准则 (如密封性、最大相对位移及功能性)<sup>6</sup>。

2.5.3 与抗震 I 类或抗震 II 类可能存在相互作用的构筑物也可设计为呈现出非线性特征。结构构件的节点, 特别是接缝或连接处, 应与验收准则所要求的延性水平相一致。

2.5.4 材料特性应依据由适当的质量保证程序所支持的特性值来选定。为了保证材料及构筑物、系统和部件 (《核动力厂设计安全规定》, 第 5.5.2 条)

---

6 对于某些密封性结构 (如安全壳和燃料水池) 在极端地震下的验收准则有所降低。在此情况下, 极端地震下只要求保持整体性, 但震后恢复运行是视地震对此类结构的密封性影响的评价而定的。

的长期安全性能，应进行适当的老化评价。

2.5.5 应对由地震事件导致的加速退化的机理进行专门评价。如果这种机理在核动力厂寿期内引起任何抗震性能的降低，则为了保证设计中所要求的震后安全水准，应对其采用附加的安全裕度。

2.5.6 为了保证足够的抗震安全，应实现延性设计，并且应引入逐渐的、可察觉的失效模式。下述措施作为范例，指出设计阶段所应考虑的问题：

(1) 在钢筋混凝土结构中，应避免发生在剪切区和/或连接处或在混凝土受压区发生脆性破坏。

(2) 应确定适当的混凝土最小抗压强度，以保证结构构件的极限强度由钢筋强度控制。

(3) 对于配筋，应确定适当的极限拉应力与抗拉屈服强度的最小比值，以保证最小延性。

(4) 结构节点（尤其在钢筋混凝土结构中）应设计成为高延性并具有承受大变形与扭转的能力；这种措施应与抗震分类中确定的验收准则相一致，但也要考虑超设计基准事件。

(5) 至少对于主冷却剂回路，应证明任何检测不出来的“合理的”缺陷，在核动力厂寿期内不会扩展，并且在地震期间保持稳定。

(6) 为了给“长期”的几何形态（如抗御蠕变与沉降）及材料的延性特性（如抗御辐照脆化）的假定提供依据，对于老化应给予适当的考虑。

2.5.7 先漏后破概念<sup>7</sup>的应用代表了一种特殊情况：当应用此准则时，应使用与所需精度相一致的程序通过分析或试验，针对地震对裂纹扩展的贡献进行专门的评价。

---

7 先漏后破的概念是一种影响设计、材料选择、建造、质量保证、监督与检查的总体方法。它对一些设计假定，如燃料组件设计时的瞬态荷载、冷却剂压力边界的瞬态荷载（避免考虑双端切断断裂）、由管道破裂场景产生的甩击荷载等具有重要的影响。但是，该方法在不同的国家有不同的版本（包括不同的应用范围：从一回路到所有安全相关管线），而在本导则中不进行总体讨论。

2.5.8 非核抗震类物项的验收准则至少应按照常规风险设施的国家标准及规范执行。

## 2.6 超设计基准地震的考虑

2.6.1 应依据上述各节列出的总体要求和第3章给出的设计要求进行抗震设计，以便为超设计基准地震事件提供一定裕度，并防止由微小变化的输入引发核动力厂状态的重大突变（陡边效应）<sup>8</sup>。

2.6.2 为了进一步了解核动力厂的抗震裕量和抗震性能的薄弱环节，对于新建核动力厂可进行抗震裕量评估，分析可采用现实模型进行结构易损性分析，确定核动力厂的高置信度低失效概率（HCLPF）值。该值一般不小于1.5倍SL-2。

2.6.3 对于特定的物项，由于高度的非线性状态（如由于为满足诸如热荷载的其他设计准则而安装的单轴横向约束引起的非线性状态）不能遵守抗震设计的通用原则，应对其进行敏感性研究，并且为了提高安全裕度，应采取适当的加强措施。

## 3 抗震设计

### 3.1 采用适当的厂房布置

3.1.1 在厂房设计的初期阶段，应提出主要设施的初步布置；这项工作应阶段性地进行审核，以获得最佳的抗震设计。对过去破坏性地震的后果都应有清楚的了解，并严格地贯彻到整个抗震设计过程中。在这项初步工作中，为减轻地震对构筑物、系统和部件的效应，应考虑本节所给出的建议。

3.1.2 在初步设计阶段，应通过采用下列原则，选择适当的结构布置使地震效应（如作用力、不利的扭转或摆动效应等方面）最小：

- (1) 将所有结构的重心尽可能降低；

---

<sup>8</sup> 陡边效应是在核动力厂中，由微小变化的输入引发核动力厂状态的重大突变。例如，由参数微小的偏离导致核动力厂从一种状态突变到另一种状态的严重异常行为。

(2) 将构筑物的平面和立面做得尽可能简单和规则，并且避免埋置深度不同；

(3) 尽可能避免突伸的部分（即对称性差）；

(4) 尽可能使各楼层的刚度中心靠近其重心；

(5) 尽可能避免在不同抗震类别和不同动态特性的构筑物或设备之间的刚性连接。

3.1.3 为减少构筑物间不应有的差动，应在实际可行的范围内考虑将这些构筑物建在同一基础结构上，或者应至少避免不同的埋置深度。在核动力厂的选址中，应避免基底的土体特性有显著差异。所有单独基础或桩基均应在构筑物基底平面内相互连接。

3.1.4 为便于抗震分析，应采用规则的结构布置和简单的结构联接，并改善附加在构筑物上的管道及设备的抗震性能。在交接的结构边界（如伸缩缝或施工缝）处、构筑物间的连接处、或通过地下管沟向构筑物或由构筑物供给水电时，应注意避免由于差动造成损坏或失效。

3.1.5 对于整体设计或部分设计，可采用抗震系统和装置（如基底隔离装置）的特定方法。该技术应整体考虑较复杂的基础系统的设计和为隔离装置进行定期检查和维修而制定的专门操作规程；这些额外的工作可明显降低构筑物、系统和部件的抗震需求。相对位移的增加要对结构界面及其连接的设计予以重视，这些内容应在构筑物设计中明确说明。此外，当隔振装置对其他荷载的反应更不利时，应评价隔振装置的效应。

## 3.2 岩土参数

3.2.1 厂址特定岩土特性的资料应由厂址勘察、实验室分析及工程假定来获得（《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》中，还给出了对勘察范围及要求的指导。勘察精度应与设计过程所要求的总体可靠性相一致）。第5章讨论了岩土模型化程序。

### 3.3 土木工程结构

3.3.1 在结构设计与设计审查时应特别关注下述项目：

- (1) 持力层土体的适宜性。
- (2) 基础支承类型的适宜性或相互联结的结构下采用不同类型基础的适宜性（例如应避免同一构筑物单元的一部分基础支撑在桩上或基岩上，而另一部分直接坐落于土体上）。
- (3) 结构框架和剪力墙应均衡对称地布置，以获得最佳的刚度、荷载和重量分布，扭转效应最小。
- (4) 要防止相邻建筑物之间因动力变形发生碰撞（这类现象也可能发生在弱耦联结构中）。
- (5) 附属建筑和附属物与主体结构的联接恰当（也见(4)）。
- (6) 要保证主要结构构件具有足够抗力，尤其是抗横向剪力。
- (7) 要保证足够延性和避免由剪力或压力引起脆性破坏；例如保证有足够的配筋，尤其是柱内有足够的箍筋（即足够的约束），以防止在塑性区内受压钢筋的过早屈曲。
- (8) 钢筋的布置和分布：钢筋的高度集中可能引起混凝土沿钢筋线开裂。
- (9) 有必要对结构构件的连接及物项与混凝土的锚固点进行设计，以保证延性破坏模式（例如，锚固长度应足够长以防止拔出，并且应配置足够的横向拉筋），同时，构件间的连接要尽可能做到该构件与被连接的构件具有同样的强度和延性。
- (10) 对地震中由于竖向力和水平位移引起的非线性弯矩（即‘ $P-\Delta$ ’效应）进行评价。
- (11) 地下水浮力对基础的附加效应。
- (12) 在地震时，结构在防水层上横向滑动的可能性（尤其是潮湿时）。
- (13) “非结构”构件（如隔墙）对结构构件的动态效应。

(14) 为抗地震差动而设计的大型整体结构中对施工缝及温度应力的详细设计。

(15) 当安全壳的刚度大于周围混凝土结构的刚度，而它们又相互联结或可能相互作用，以致混凝土结构上的地震荷载可能传到安全壳上时，各种作用力的传递效应。由于这种结构相互作用的复杂性，使这种力难以确定，应尽可能将这类结构在基础标高以上分开。

(16) 机械部件充分地锚固在土建结构上。

(17) 有必要加固非结构墙或钢结构，以防止其或其部分构件坠落到安全相关物项上。

### 3.4 土工结构

3.4.1 在核动力厂厂址中可能遇到下列安全相关的土工结构：

- (1) 最终热阱：坝、沟渠、堤；
- (2) 厂址保护：坝、沟渠、防波堤、海堤、护坡；
- (3) 厂址周边：挡土墙、自然斜坡、路堑和填土。

3.4.2 这些土工结构应依据其抗震类别设计成为对下述地震相关效应具有足够的抗震能力：

- (1) 由设计基准地震动引起的斜坡破坏，包括液化；
- (2) 结构在弱地基材料上或强度可因液化而降低的地基材料上的滑移；
- (3) 由于地震动引起的埋置管道的损坏或通过裂缝的渗漏；
- (4) 由于沿海厂址的海啸或水库中的湖涌、塌方或岩石掉入水库、溢洪道或泄洪工程的损坏而使构筑物淹没；
- (5) 挡土墙的倾覆。

3.4.3 相关的设计程序在《核动力厂厂址选择的地质与地基问题》中考虑。



### 3.5 管道和设备

3.5.1 对于设备和管道支承的抗震设计，应制定专门的要求：

(1) 在支承的设计中，应注意保证所有接头的设计能按支承分析中所假定的方式起作用，并能传递被连接构件中所确定的全部荷载。特别是，如果采用六个自由度的约束支承，则这些支承的设计、制造和安装应能将支承构件产生的任何意外破坏和开裂延伸到诸如反应堆压力容器或一回路管道等功能部件的可能性减至最小。

(2) 在设备锚固装置的设计中，例如可能采用的钩状或带端板的锚栓，应注意保证所有可能的内力和弯矩已全部计及，并且，锚固材料是适用的。尤其重要的是要保证底板有足够的刚度，以避免翘曲效应，并要保证锚栓的充分紧固，以避免摆动效应、频率降低、反应水平提高、高于设计荷载和增加松动、拔出及疲劳的危险。在安装预拉至接近其屈服点时，应加大锚栓直径或增加锚栓数量。

3.5.2 为改善抗震能力，应考虑以下方面：

(1) 设备支承应加斜撑，除非其尺寸可保证不采用此做法。应避免共振，在某些情况下（如对于堆内构件很难通过修改设计来避免共振），可以调整反应堆厂房内部结构本身的振动特性来防止共振效应。如果系统刚度较大，应考虑热应力、其他动力荷载及支承点的差动效应。

(2) 应尽实际可能避免诸如管道、仪表和堆内构件在支承结构主振型上的共振。在某些情况下，设备反应虽然很大，但实际上又不可能通过其他办法予以减小，此时可通过适当的设计调整来增加系统的阻尼。

(3) 为对管道和部件提供地震约束，同时又允许自由热变形，可使用阻尼器或运动限制器。由于缓冲器的使用与运行和维护有关，应避免采用过多的缓冲器。对地震荷载过于保守的设计会减小温度荷载的设计裕度（自由位移受约束），故确定地震输入时应采用实际的阻尼值。

(4) 应特别注意相邻部件之间或部件与相邻建筑构件之间由于它们的动力位移而发生碰撞的可能性。这类部件之间、部件与构筑物贯穿件之间、部件与连于建筑的地下联接之间以及建筑物之间，要使联接具有柔性。

(5) 管道支承的布置应使其传到设备的荷载为最小。

3.5.3 上述措施对所有可能的振动源（如飞机撞击、运行振动及爆炸）也应参考使用，而它们的效应可能不同于地震引起的效应。

### 3.6 选用适当的设计标准

3.6.1 根据实际经验，同一项目中的不同专业（机械、土建和电气）对设计、材料选择和建造质量通常采用不同的标准。在不同的设计工作中，应在早期对各自的安全裕度、相应的不确定性程度及其与项目总体安全要求的一致性进行评价。

3.6.2 通过保证核动力厂总体安全方面的设计假定在设计中得以实现，这种评价可能实际影响项目的管理及在整个设计评价及建造阶段所需的质量体系的管理。

3.6.3 特别是，在选择适当的设计标准时，应评价下述选项的兼容性与适宜性：

(1) 国内和国际的“核”（对于工作人员、公众及环境具有较高潜在风险的设施）与“非核”（具有常规风险的设施）的抗震设计标准；

(2) 国内和国际的除抗震设计外的核设计标准；

(3) 国内的非核和非抗震的设计标准。

从厂址数据到材料强度计算的整个设计过程中，安全裕度、设计程序和质量保证要求均应在评价中进行比较。由于设计标准的混用对设计的整体安全裕度必然会产生难于评价的后果，应尽量避免标准的混用。

3.6.4 应依据《核动力厂安全评价与验证》所建议的程序，在安全评价阶段评价设计所提供的总体安全裕度。

### 3.7 定期安全审查

3.7.1 如《核动力厂运行安全规定》中所要求的，并依据《核动力厂定期安全审查》的建议，在规定时间内或一旦证实对任何设计假定有明显更改时，应进行核动力厂的定期安全审查。运行经验表明，由于地震危险性的升级，抗震的重新评价是近几年定期安全审查的主要项目之一。为了充分地支持定期安全审查，应实行足够长期的结构控制与监测（第7章）。

3.7.2 在此审查中，应依据新的厂址评价（如反映新事件的发生或区域构造新证据的获取）、设计与鉴定的现行标准和新的设计方法对原设计假定进行评价。依据《核动力厂定期安全审查》所阐述的程序，该结果将影响运行执照更新时需要考虑的事项。

3.7.3 在定期安全审查结束时，应保证设备抗震鉴定的有效性得以延续。应将保持设备抗震鉴定状态的必要性反映在控制核动力厂变更的规程中（包括其运行规程的变更）。在此体制中，除了具有核设施所期望的良好管理标准外，还应保持与抗震鉴定的构筑物、系统和部件相邻的区域没有相互作用的危险。

## 4 设备抗震鉴定

### 4.1 设备抗震鉴定的基本要求

4.1.1 安全重要物项的抗震鉴定可采用下述一种或几种方法进行：

- (1) 分析；
- (2) 试验；
- (3) 地震经验；
- (4) 与已鉴定合格的类似物项的比较。

也可采用这些方法的组合，如图1所示。

4.1.2 通常抗震鉴定包括结构完整性鉴定以及可运行性或功能性鉴定。抗震鉴定可直接在实际物项或原型物项上进行，或间接在缩尺模型上、缩尺

原型物项上或简化的物项上进行，当被鉴定物项与参考物项之间能确定其相似性且后者已进行过直接鉴定时，可通过相似性来作鉴定。不论采用哪种方法，该方法都应精确地代表部件或结构在遭受所指定的效应时的真实性能。

4.1.3 应注意确保所建模型的精细程度与将进行鉴定的物项相一致。

4.1.4 任何鉴定程序要求正确地或保守地模拟在地震时施加于该物项的边界条件，或者对边界条件的偏离不会显著地影响鉴定结果。在这些边界条件中，最重要的是：激振方式、支承型式、环境条件和运行工况。

4.1.5 为了保证鉴定结果（尤其是对于原型试验）足够可靠，应考虑应用分析和试验相结合的方法。一般来说：

在采用试验法的情况下，应用分析方法给出：

- (1) 试验中传感器的位置。
- (2) 规定试验范围与试验程序。
- (3) 试验数据的处理。

在采用分析法的情况下，试验应证实：

- (1) 材料建模时所选择的本构定律的合理性。
- (2) 所确定的失效模式。

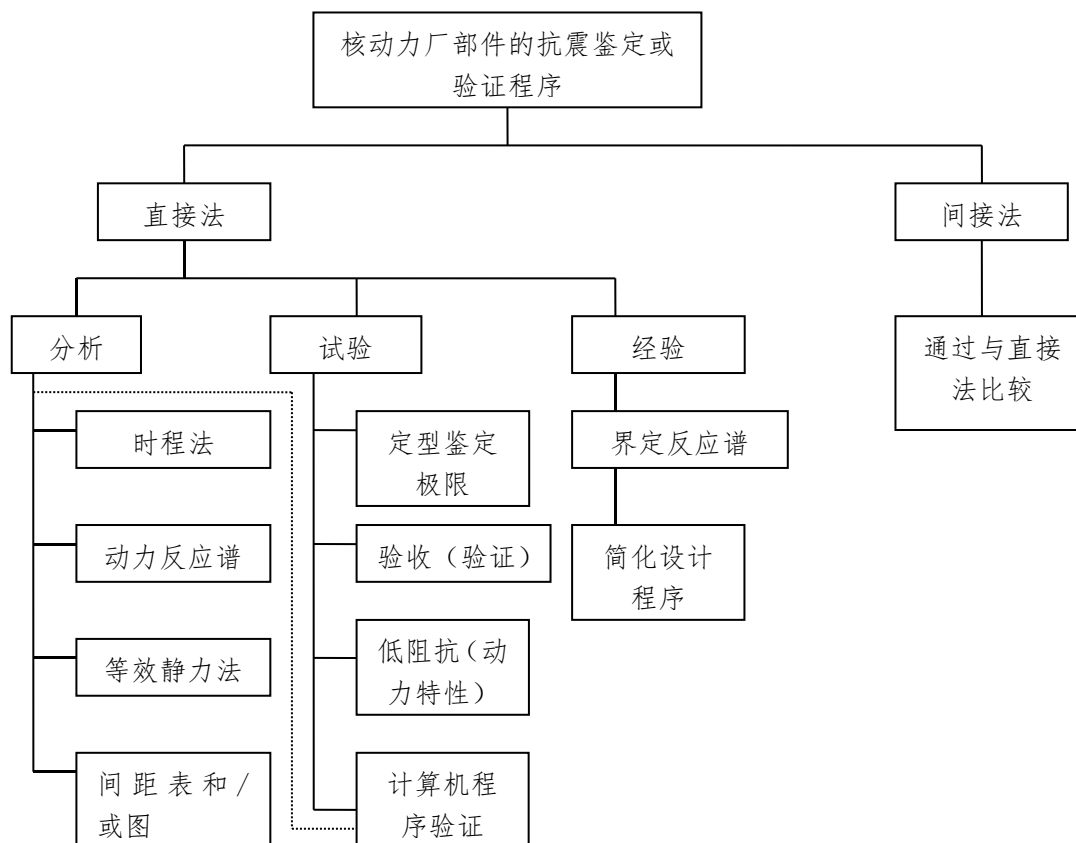


图 1. 抗震鉴定或验证方法提要

4.1.6 分析法抗震鉴定应用于只有完整性要求而没有功能性安全要求的物项，以及其尺寸或规模不可能进行试验鉴定的物项。土木工程结构、贮槽、分布系统及大型设备物项通常在满足上述建模要求后，采用分析法鉴定。

4.1.7 分析能力的不断发展使得有可能应用高精度的非线性本构定律建立材料的模型，并结合采用非常精细的数值模拟方法进行分析。由于可采用不同的软件对结果进行验证，增强了结果适当性和正确性的可信度。然而，由于所有的分析技术都具有应用的局限性，应通过独立分析或试验对所用的分析方法和软件的有效性适当地进行确认。

4.1.8 对于设备，应参照按安全分级所确定的验收准则，对与地震有关的可能失效模式系统地进行评定。这应通过特定的试验方法进行。由于精细的计算机分析模拟技术得到了改进，即使是“能动”设备（如泵、阀门和柴油发电机组）在地震条件下的性能，也许可通过分析进行预测。只有当潜在

的失效模式可通过应力、变形（包括间隙）或荷载来识别时，能动部件的运行可行性方可采用分析进行鉴定。否则，能动部件的鉴定应该采用试验或地震经验来进行。

4.1.9 一般说来，高水准的精密分析仍然要作一系列的假定，且至多也只是得出地震时的性状。特别是对能动设备的功能性要求，应始终使用试验或经验数据来验证分析结果。

4.1.10 除了上述方法以外，对于与抗震 I 类或抗震 II 类存在相互作用物项的抗震鉴定，应派专职专家进行现场巡查，以评价所有潜在的相互作用机制：机械相互作用或由于危险物质释放造成的相互作用，火灾及水淹（由地震引发的）、以及由于可达性的丧失而妨碍操作人员安全相关的行动。在此意义上，这种巡查方法可作为设计评价的一部分；至于巡查计划，参见《核动力厂安全评价与验证》。

## 4.2 分析法鉴定

### 4.2.1 模型化技术

#### 4.2.1.1 地震动输入模型化

(1) 鉴定物项的输入地震动可用时程或反应谱进行保守而尽可能接近实际的定义。反应谱的形状、地面加速度峰值及运动持续时间应按《核动力厂地震危险性评价》所论述的方法推导，并与风险定义相一致。

(2) 对物项数值模型通常的做法是同时输入两个水平方向和一个竖直方向的地震动分量。此时，分量之间应统计独立。当分量单独地输入时，相应的结构反应应适当地组合，以考虑两个方向输入分量的统计独立性。

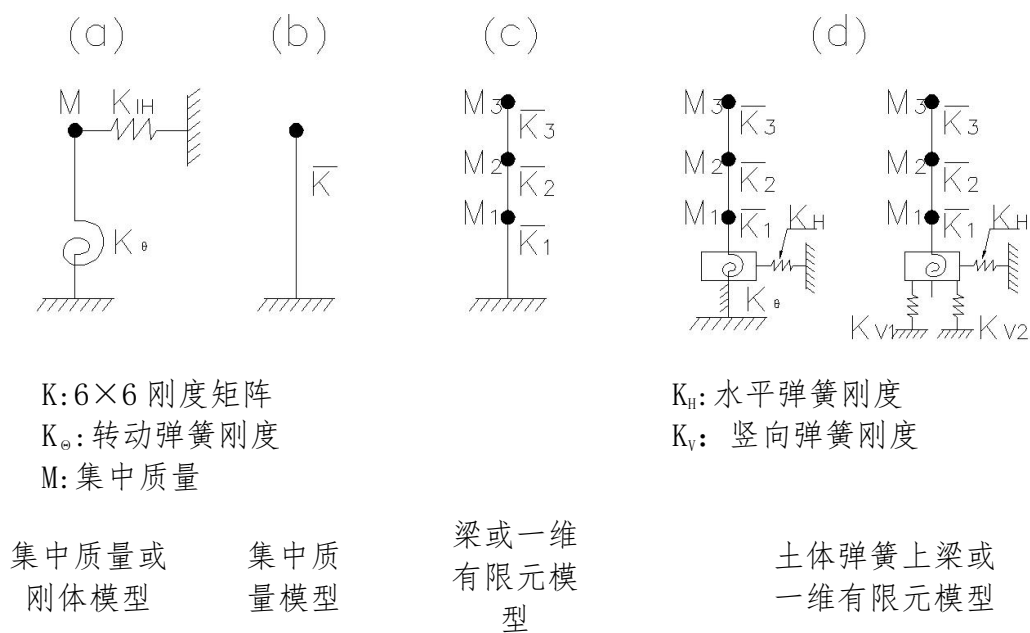
#### 4.2.1.2 构筑物及设备的通用建模技术

(1) 核动力厂可按其结构特征采用不同的方式建模（如集中质量模型、一维模型、轴对称模型、二维或三维有限元模型）。应使用最适宜、可靠的数字技术使建模技术给结果带来的不确定性最小。

(2) 核动力厂构筑物和设备的典型模型见图 2 和图 3。引入这些图形说明,分析模型的建立可因其复杂性范围很宽而有多种可能。采用简单概念模型能取得复杂结构或机械系统的总体反应,而局部的应力和变形最好由细化的模型得到。

(3) 对于结构部件使用简化的集中质量模型,或用弹簧支撑的刚性质量模型来代表土-结构相互作用应仅限于对细化模型所作计算的准确性予以校核的目的。

(4) 如果这些分析工具已被以专家广泛接受的方法为基础的经验与理论结果所验证,则具有上千自由度并使用复杂土体建模技术的模型得出的计算结果就具有足够的置信度。



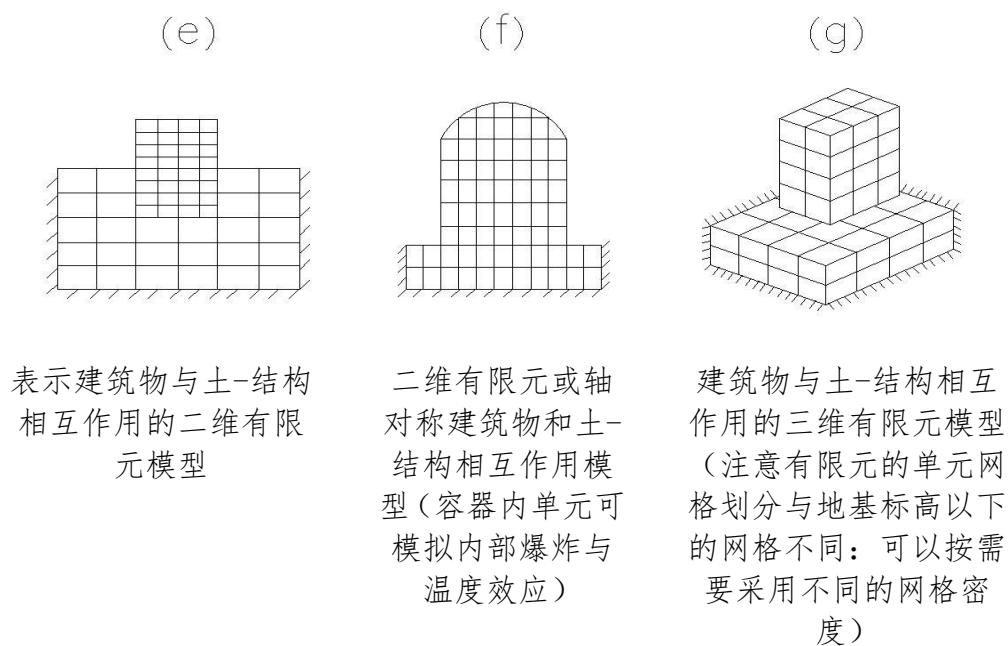


图 2 动力或静力分析的各种模型示例

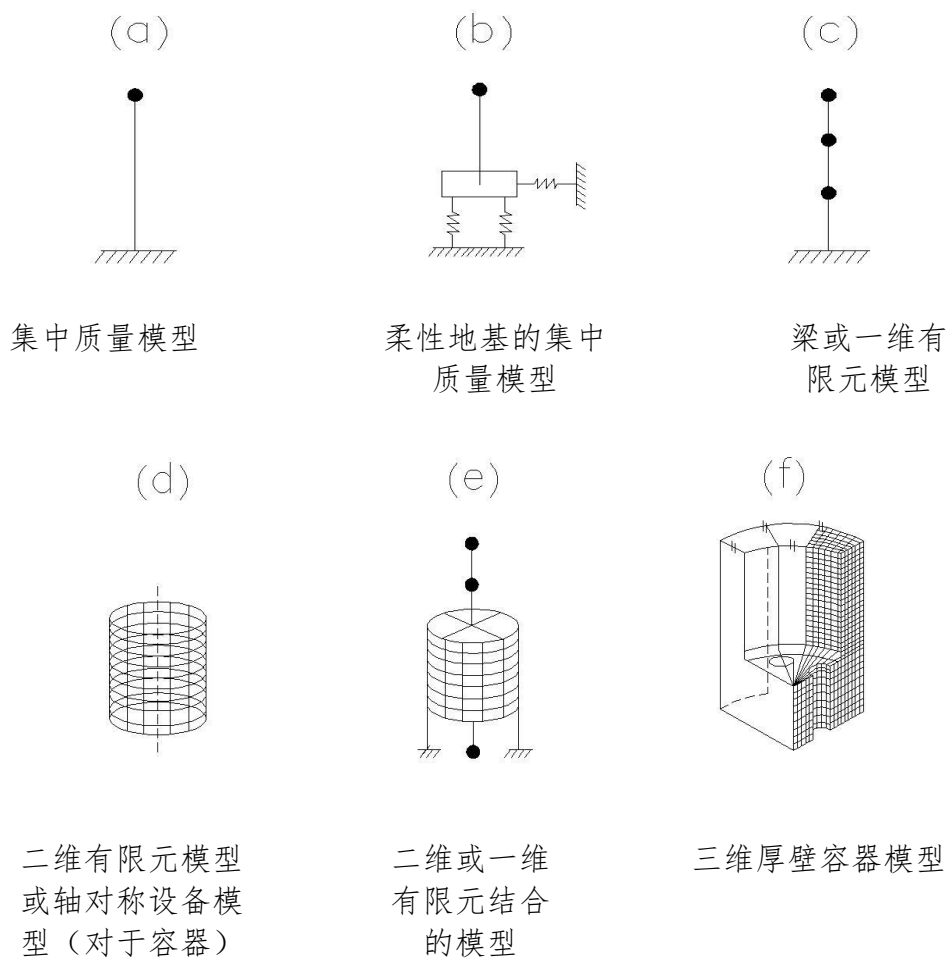


图 3 动力或静力分析和各种设备模型示例



(5) 应在分析模型中充分地计入结构系统的质量特性。建模的质量应包括运行荷载（包括活荷载）的适当贡献，依据该荷载与地震荷载组合的概率评价以及对其不利效应的设计考虑综合确定。

(6) 如果某些结构部件的反应具有不确定性，则应建立多于一个的模型。为了对不确定性的判断提供依据，应进行敏感性分析，而且如果使用这种建模技术，也有助于确定有限元单元的大小、类型及数量。为了消除可能存在的确定性，应通过试验或对不同形式数字模型比较，对模型进行验证。

(7) 适当自由度数量的选择往往是直观的（例如在计算有楼板的常规建筑时）。在另一些情况中，例如对于壳或梁式结构，选取就不是很明显，而要取决于抗震分析所需的振型数。模型的详细度应与要求的鉴定目标相一致，并且应能够代表相应的局部模态。为保证在分析中考虑了足够的振型数（未计入的质量），一种实用的方法是增加一个刚体或零周期加速度振型，这样可使评价中可能没有被计入的最高频率振型得以修正。应进行缺失质量评价以最终确认截止的正确性。在有限元模型范围内，还应保证支承的反力计算正确。

#### 4.2.1.3 解耦准则

(1) 核动力厂的结构可能非常复杂，而整体结构的单一完整模型会过于繁琐或可能失真。因此应通过定义主系统与子系统来确定子结构。

(2) 与地基一起形成土-结构相互作用模型的主结构构成主系统。其他附属于主系统的构筑物、系统和部件构成子系统。

(3) 应使用某些准则来决定在主系统的分析中是否应考虑某一特定子系统。这种解耦准则应定义子系统与支承子系统的主系统之间的相对质量比及频率比的限值；应特别注意确定子系统与主系统之间是否存在共振的可能。

(4) 如不符合解耦准则，在主系统的模型中应包括一个适宜的子系统模型。当子系统的所有共振频率（考虑了支承的柔性）都高于放大频率时（对

一般设计基准地震在 15Hz 以上), 应只将质量包括在主系统的模型中。

(5) 对于子系统的详细分析, 地震输入, 包括不同支承或附属件的运动都应通过主系统模型的分析得出。当耦合明显时, 子系统的模型应包括在主系统的分析中。至少应在所关心的频率范围内, 子系统模型具有与子系统的详细模型相同的自振频率及振型质量。

#### 4.2.1.4 材料特性

(1) 钢筋混凝土结构的模型化通常假定为截面未开裂。在敏感性分析中, 应对截面减小效应(等效于某种程度的开裂)予以评价。

(2) 土体特性、频率及其与应变的相关性的选定应恰当地建档。在《核动力厂厂址选择的地质与地基问题》中讨论了勘察方法及试验程序。在本文中, 如《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》所建议的, 应确定土体特性的变化范围, 以考虑土体参数的不确定性。这种变化的影响可能包络结构特性的变化(如由于截面开裂), 这方面应在安全评价中明确说明。

(3) 应切合实际地保守确定用于鉴定分析的结构阻尼。在这方面, 应谨慎地评价试验所测定的材料或结构系统的阻尼, 因为它可能并不代表安装在核动力厂的部件的实际结构性状。

(4) 用于抗震分析的阻尼值应取平均值或中值。

(5) 应由保守的工程判断得到用于抗震分析的土体阻尼值(与几何形状和材料相关)。如有试验数据作为依据, 可考虑采用随振动频率和振幅而变化的阻尼系数。

(6) 应特别注意具有不同阻尼值的模型各部分(如土体、结构及部件)的数值建模。

#### 4.2.1.5 与土体、液体及其他结构的相互作用

(1) 建筑物或建在地面的大型贮槽的建模过程中, 应考虑土-结构相互作用并明确地建入模型。考虑到埋深、地下水位、土体特性的局部变化, 应

将针对地表条件定义的输入地震动向土-结构联合体规定的标高（典型的是在基底标高处）进行反演（见《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》）。此过程应包括扭转输入。当所得输入地震动锐减时，应谨慎地进行判断。

(2) 应建立适当的土-结构联合体模型评价土-结构相互作用效应。随着健全的材料特性定律的应用而使得分析程序的可信度不断增加，即使对于非常细化的模型，此项工作也可相对容易地完成。但是，当能够说明其保守性时，可使用简化方法。应完整地记录土体特性的适当取值范围和土体边界建模的方法。应特别注意土体边界的建模，其中应计入地震波在无限介质中的辐射效应。

(3) 应依据《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》评价由于地震动引起的作用于构筑物地下部分或基础的侧向土压力。

(4) 应按《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》，评价饱和颗粒土层在设计基准地震（通常定义为 SL-2 地震动）下的潜在液化、潜在承载力的丧失和潜在沉降，并应证明具有适当的安全裕度。

(5) 应考虑地震对独立埋置构筑物（如埋置管道、管沟及井筒）的下述效应：

- (a) 在地震期间及地震后由周围土体迫使其变形；
- (b) 在与建筑物或其他结构的联结端处的位移差或荷载；
- (c) 所盛装液体的效应（冲击荷载、液压及晃动效应）。

埋置结构抗震设计的建议见《核动力厂厂址评价的地质与地基问题》。

(6) 当同一基础结构上的相邻建筑物或部件的相对位移会影响特定的验收准则（如表示弹性、最大裂缝宽度、无屈曲或最大延性的设计参数）时，则应将它们包含在同一模型内。

(7) 应校核在相邻结构部件间或相邻建筑物间结构接缝处有足够的间隙，以避免撞击和挤压，并考虑有足够的安全裕度。

(8) 在结构建模时应考虑由于盛装在水箱或水池中的液体可能使子系统表现出的惯性作用。尤其是, 应评价并谨慎考虑由于竖向柔性水箱的吸附态产生的竖向运动。

(9) 晃动的液体可对结构或部分结构产生很大的上下冲击和撞击荷载及循环荷载。这种冲击荷载可能引起贮槽顶盖和贮槽及水池壁附件的破坏(在其作用路径上)。一旦发现有冲击荷载, 就应采用专门的程序建模。

(10) 当采用等效质量及弹簧结合建立适当的简化模型时, 应保证在所要求的频率范围已正确地考虑到晃动效应。

(11) 晃动模态的阻尼系数应是非常低的<sup>9</sup>, 因为与振动的脉冲模态相关的阻尼通常与容器材料、所使用的连接与锚固相关。另外, 如果预计自由水面的加速度竖向分量大于  $1.0g$ , 则可能在自由水面产生额外的波浪。在此情况下, 应考虑在反应中的非线性阻尼效应。

#### 4.2.1.6 对于机械和电气部件的通用建模技术

(1) 除一回路物项外的机械与电气部件, 在分析时通常以连于支承结构上的单质点或多质点体系来表示。如果证明它们满足上述总体解耦准则, 其与主厂房的动力耦联一般是可以忽略的。

(2) 设备的模型化通常分为如图 3 所示的几类。对于没有与支承结构一起被模拟的部件, 其分析的输入是楼层反应, 用设计楼层时程<sup>10</sup>或设计反应谱<sup>11</sup>来表示。

(3) 隔热层的用量、支承间隔的大小、位置及数量、连接形式(如法兰连接)、反应频率以及柔性支承或能量吸收支承装置的使用, 均对部件设计中考虑的阻尼有影响。应谨慎地核查这种影响并适当地在模型化过程中考虑。

(4) 对于装有液体的容器和贮槽, 应考虑晃动和冲击荷载的效应, 包括

9 晃动模态的阻尼系数通常应取为 0.5% 或更低。

10 设计楼层时程是由设计基准地震动导出的所考虑结构的楼层与时间有关的运动记录, 其中考虑了输入地震动的可变性和不确定性及建筑物与地基的特性。

11 竖向采用等效静力输入。

频率的影响。还应考虑液体运动或淹没结构上的压力变化的效应。这些效应可能包括来自流体的流体动力荷载及对功能性能的降低（如燃料水池丧失屏蔽效率或仪表信号干扰）。

#### 4.2.1.7 分布系统的通用建模技术

(1) 分布系统（管道、电缆托盘及电缆套管）对地震激发的反应趋于完全非线性。采用线弹性分析方法进行的应力及支承反力计算仅是应力及支承荷载的粗略计算，仅适用于与验收准则进行比较，以确定设计的适宜性，但是这种计算不得用于得出实际应力和支承荷载的精确值。对位移有某些限制的分布系统名义上的固定支承，在模型化时可以认为是刚性连接的。

(2) 在模型中应考虑管道系统部件（如弯头、三通及接管）的柔度或刚度。在管道的抗震分析中可忽略弹簧吊架。如果管道系统中有泵或阀门，应评价它们对响应的贡献。应考虑所有附加质量，及其偏心（如阀门操作器、泵、管道内的液体及隔热层）。

(3) 当分布系统与二个或更多个具有不同位移和不同适用反应谱的点联接时，应谨慎使用某一个特定支承点的反应谱。为考虑惯性效应，应使用包络反应谱或多个反应谱。但是，结果不一定总是保守的，在对它们进行评价时应使用工程判断。如结果不可靠时，应使用多支点激振与模态分析相结合的方法。

(4) 除惯性效应以外，应谨慎考虑支承之间的差动效应，因为地震经验表明，这种现象将是地震引起管道系统损坏的一个主要因素。

### 4.2.2 分析技术

#### 4.2.2.1 结构分析方法

(1) 当要求数值分析以地震期间的楼层反应谱<sup>12</sup>、最大相对位移、相对速度、绝对加速度及最大应力的形式输出时，对于大多数模型采用线性动力

---

12 楼层反应谱是对于输入地震动，构筑物某一特定楼层标高运动的反应谱。

分析方法通常是恰当的（如直接时间积分、模态分析、频率积分及反应谱）。另外，当适宜或需要时可采用非线性动力分析方法（如结构发生翘离，支承与荷载关系为非线性，土-结构相互作用问题中的地基材料特性或固体间的相互作用为非线性时）。

(2) 线性求解法与非线性求解法之间的权衡是依据每一具体情况而定：后者通常要求更好地确定带有不确定性的输入参数。因此应通过参数研究来作决定。

(3) 简化方法（如等效静力法）应仅限用于估算。

(4) 在反应谱法中，应直接使用设计反应谱来计算每一振型的最大反应。每个主导方向的最大反应应通过振型最大值的适当组合确定（诸如每一振型反应的平方和的平方根，或完全平方组合法）。对于紧密振型频率，应采用保守的方法，即取每个紧密振型和刚性反应的绝对值之和，或采用完全平方组合法。缺失质量与建模的详细程度、分析中使用的截止频率及振型参与系数等因素有关，还应谨慎评价和建档。

(5) 以三个不同方向输入加速度引起的反应应按各个反应的平方和的平方根进行组合。

(6) 在时程法<sup>13</sup>中，系统的结构反应是直接作为时间的函数或转换为振型坐标（仅用于线性模型）后来计算的。输入运动应以在地面标高处或特定楼层标高处的一组自然加速度时程或人工加速度时程来代表，时程的选取应充分地代表设计反应谱及地震灾害的计算应直接作为时间的函数或转换为振型坐标（仅用于线性模型）来计算。输入运动应以在地面标高处或特定楼层标高处的一组自然加速度时程或人工加速度时程来代表，其选取应能充分地代表地震灾害的设计反应谱及其他特性（如持续时间）。

(7) 应选取适当的时间积分步长与所要求的结果精细程度相一致，并与

---

13 时程是与时间相关的地震动记录，或对于坐落于基底的结构特定楼层或特定标高处，与时间有关的地震反应运动。

总体模型化假定相一致（如网格密度）。

(8) 对于非线性分析，将不同荷载计算的结果进行线性组合已不再合理。在此情况下，应采用保守的包络方法，但需经过适当验证。

(9) 对于抗震 I 类或抗震 II 类物项，依靠对内力（线性计算）或输入反应谱采用延性系数的方法应只用于校核计算。对于与抗震 I 类或抗震 II 类存在相互作用的物项及非核抗震类物项，适宜时可采用延性系数的简化程序，但应对它们的取值通过试验或分析进行充分的论证。

#### 4.2.2.2 楼层反应谱的评价

(1) 楼层反应谱通常作为设备的地震输入，应根据构筑物对设计基准地震动的反应来得到。对于结构分析，应采用自然或人工合成时程作为地震输入（应能证明由它们生成的反应谱至少与设计基准地震动的反应谱一样保守）。

(2) 另一方面，也可用直接法计算楼层反应谱<sup>14</sup>，该法是以对自由场地震动与楼层反应谱之间关系的简化的工程假定为基础的。但是，楼层反应谱结果的保守性应与由时程法得出结果的保守性进行比较。

(3) 应根据正确的工程判断，对计算的楼层反应谱进行严格审查，其中应考虑反应谱的形状，以及建筑物的振动特性与地基支承材料之间的关系。

(4) 应拓宽<sup>15</sup>计算所得的楼层反应谱，以计及建筑物部件振动特性计算中可能存在的不确定性。如果对所考虑的与土体模型化相关的不确定性进行了参数研究，则拓宽的范围可以减小。另一方面，拓宽反应谱的各分频段可逐段用于部件分析。对于具有紧密频率间隔的系统，采用分段的反应谱可有助于避免过分的保守性。

(5) 对于连接于非常柔性的结构构件上的设备（由于楼板的柔性使竖向

14 设计楼层反应谱是在构筑物特定标高处的楼层运动反应谱，系通过考虑在地震动输入以及构筑物与基础的特性中的变化与不确定性修正一个或多个楼层反应谱而得到。

15 在应用中，典型的取值为±10 至±15%。

反应放大), 或当建筑物出现明显的扭转运动时, 应考虑对输入的楼层反应谱进行调整。当建筑物的刚度中心和质量中心明显不同, 而在建筑物结构模型化中没有对此进行考虑时, 应对远离刚度中心的物项按非线性程序进行分析, 或考虑支承结构的扭转反应而对楼层反应谱进行调整。

(6) 如果出现了明显进入非线性结构反应范围的情况, 则应对楼层反应谱进行适当的调整。与任何物项相关的延性值都应与其结构构造细节相一致。

#### 4.2.2.3 设备分析方法

设备及设备支承中的计算应力和反力应是动态或静态分析的直接输出。应注意的是电气设备(不包括锚固件或支承), 一般仅通过试验或利用经验资料来评价其可运行性。而对电气柜、仪表板或支架结构等采用弹性理论进行分析, 以计算柜内传递函数与计算支承荷载或锚固件荷载。

#### 4.2.2.4 分布系统的分析方法

(1) 对于分布系统(如管道、电缆托盘、电缆导管、穿管与风管及其支承), 振型反应谱分析可用于安全级系统的大口径管道(大于60mm)的抗震设计, 而静力法通常用于小口径管道的分析。根据一般分析或试验所制定的间距表及间距图也用于小口径管道的评价, 并且一般用于电缆托盘、电缆导管、穿管及风管的评价。还可基于由地震经验得到的数据使用简化的分析或设计法。所有这些简化技术均应予以充分验证, 以证明它们与更加精细的模型化技术相比的保守程度, 并应适当地记录在案。

(2) 对于口径为60mm或更小的管道, 可采用拟静力法。以频率范围在 $0.5f_f$ 及 $2.0f_f$  ( $f_f$ 为设备的基频)之间的设计基准反应谱的最大加速度作为设计加速度。而后使用适当的放大系数, 通常为1.0-1.5, 取决于支承的数量。在使用此方法之前, 应经过严格的分析或试验法进行验证。

### 4.3 应用试验法、地震经验和间接法进行抗震鉴定

#### 4.3.1 应用试验法进行抗震鉴定



#### 4.3.1.1 试验类型及典型应用领域

(1) 对物项进行直接抗震鉴定的方法是对实际物项或原型进行试验。如果某一物项的完整性或执行功能的能力不能通过分析的方法被合理可信地证实, 则应通过试验证明其能力或使试验有助于直接或间接地验证该物项。

(2) 试验类型包括:

(a) 定型试验 (易损性试验);

(b) 验收试验 (验证试验);

(c) 低阻抗试验 (动力特性试验);

(d) 计算程序验证试验。

(3) 当分析或地震经验不能辨别或确定抗震 I 类和抗震 II 类物项的破坏模式时, 应进行试验鉴定。通过试验作直接鉴定时采用定型试验与验收试验。低阻抗 (动力特性) 试验应仅用于查明相似性或验证分析模型。计算程序验证试验应用于分析方法 (通常使用计算机程序) 的一般验证。试验方法取决于物项所需的输入、重量、尺寸、外形和运行特性, 以及适用的试验设备的特性。

(4) 当必须评价标准电气设备及机械部件对于失效、损坏或非线性反应的设计裕度以及辨别下限破坏模式时, 应采用定型试验 (易损性试验)。这种试验一般采用振动台来进行。由于试验条件一般比设计基准条件要求的荷载谱范围更宽, 还为超设计基准工况的性状提供信息, 故而易损性试验应能检测出意外破坏模式或潜在故障。

(5) 验收 (验证) 试验也用于电气及机械部件, 以证明其抗震充分性。这类试验一般用振动台来进行。

(6) 计算程序验证试验对于可靠的分析工作是重要的。计算机程序在应用前应利用足够数量的试验结果或来自其他适当的计算机程序或分析方法的结果来进行验证。许多能覆盖所关心的范围的试验结果应与分析结果相适应。

#### 4.3.1.2 试验装置

(1) 定型试验与验收试验通常在试验室中进行。应有下述一种或多种设施可用：

- (a) 振动台（一个或多个自由度）；
- (b) 液压激振器（通常需要大型刚性反力墙）；
- (c) 电动激振器；
- (d) 机械激振器（偏心质量型）；
- (e) 冲击锤；
- (f) 爆炸激振器。

(2) 低阻抗（动力特性）试验是在现场的物项上进行，物项一般采用机械激振器、冲击、爆炸和其他低能激振器以及环境激振进行试验。这类试验不能用于物项的直接地震鉴定，但可用来确定包括支承在内的动力特性，这些动力特性可在分析或其他试验中使用，以对物项进行鉴定。

#### 4.3.1.3 试验计划

(1) 进行一项以评价物项的完整性或功能能力为目的的试验，需要正确地或保守地模拟地震时该物项在核动力厂中所处的条件，或者对于这些条件的任何偏离都不会明显地影响结果。在这些条件中最重要的是：

- (a) 输入运动；
- (b) 边界（支承）条件；
- (c) 环境条件（如压力与温度）；
- (d) 运行条件（如果必须评定功能能力）。

(2) 在试验中，物项应经受保守的试验条件，以使产生的效应至少同其他适当的设计或运行条件同时发生的设计基准地震事件所产生的效应一样强烈。对于偏离应按具体情况进行评价。

(3) 试验可在现场也可在试验室进行。因为成本高且通常与可达性冲突，

设备及部件的现场试验应限于少数鉴定方面。对于实际支承、边界条件及老化效应的评价，这是一种可靠的策略。结构的现场试验通常是唯一的方法，用以获取材料的实际特性、结构的抗震总体性能及土-结构相互作用效应，并且只要其可为类似结构提供参考就应进行现场试验。

(4) 输入运动应与试验物项的抗震分类一致，以达到所需安全裕度的可靠性。

(5) 诸如包含许多不同装置的控制盘这类复杂物项，应在物项本身的原型上或在各个装置上进行试验，其标定的地震试验输入要考虑这些装置在物项内或物项上的位置及连接方法（通过柜内传递函数）。

(6) 应考虑老化效应，它可能在物项寿期内引起物项退化或改变物项性质。

(7) 抗震试验可在物项本身或全尺寸模型上进行，适宜时也可在缩尺模型上进行。但从鉴定目的而言，应就部件本身或全尺寸模型进行未经任何简化的试验；如果没有其他切实可行的替代方法，允许谨慎地采用缩尺模型来作鉴定。这类试验包括：

(a) 为保证部件所要求的安全功能或在地震期间和地震后不出现瞬态运行故障的功能试验；

(b) 目的在于证明部件机械强度的完整性试验。

(8) 当进行缩尺试验时，应考虑建立利用间接法进行抗震鉴定的相似性准则。

(9) 任何试验结果均应有对测量数据详细的评价，包括可靠性（通常由统计分析取得）、信噪比和敏感性的评价，以清楚地辨明数字（由数据处理产生）和物理的（由模型化假定产生）不确定性来源。

#### 4.3.1.4 试验的实施

(1) 每次试验的重复次数或荷载循环的次数与使用情况有关，但对结果

的评定应考虑各种类型疲劳或棘轮效应所造成的损伤的积累，以便有可能对物项的运行寿期作出鉴定。

(2) 对于其功能能力需在地震情况下通过试验证实的部件，如符合下列条件之一的，采用一次单方向的激振即可认为满足要求：

(a) 如果部件设计审查和外观检查或探查试验清楚地证明部件三个方向的激振效应是相互充分独立的；

(b) 振动台强度的增加能计及三个方向同时激振所引起的相互作用（例如，在单方向激振幅度的增加能包络因耦联效应引起另一方向的反应）。

否则，应采用多向同时输入。

(3) 如采用随机振动或多频输入，应依据适当的程序进行。输入运动的持续时间应根据预期的地震持续时间来决定。

(4) 刚性系统的鉴定试验可采用频率大大低于系统第一振型固有频率的正弦运动或正弦拍波运动。由此产生的试验反应谱要包络为鉴定该物项所要求的反应谱。如果没有适用的振动装置，可采用谐振正弦运动，以得到物项必需的合格反应水平。

(5) 当系统在所关注的频率范围内具有一个或更多的共振频率时，试验的输入运动应有一个不小于所要求的设计反应谱的试验反应谱。这可利用一时程输入来实现，这个时程的试验反应谱要包络物项鉴定所需要的参考反应谱。

(6) 当物项的固有频率很分散时，可分别进行独立的试验。例如采用比例合适<sup>16</sup>的频率给定的正弦输入（该输入有半正弦波或其他关注的时间包络）。然而，此类试验应采用两个或两个以上人工时程或自然时程来进行，它们的反应谱不小于所要求的设计基准反应谱。应用几个不同的时程有助于克服由单个时程特性可能引起的缺陷。

---

16 “比例合适”的含义是试验谱在所关注的频率处的幅值高于所要求的谱的幅值。

(7) 部件的自振频率和其他振动特性一般可通过低阻抗振动特性试验(可采用 0.01g 到 0.05g 的低水平输入)来确定。

(8) 对于非线性系统,应注意到低阻抗或低激振水平试验,其结果可能不同于在高地震水平下进行的试验结果。若将对低阻抗试验用于设备的抗震鉴定,则要求设备的反应基本保持线性,直至达到可能失效的激振水平,以便能确定设计裕度。

(9) 对于能动物项(即运动或改变状态的那些物项),作为试验程序的一部分,一般要预先规定其功能要求。多数情况下,要求能动物项在地震激振过后履行其能动功能。若它们需要在地震激振过程中或可能的余震过程中履行能动功能,则应在规定功能试验要求时考虑这一要求。还应注意使功能性试验和使用时所要求的安全功能一致<sup>17</sup>。

(10) 要特别注意用于控制或数据计算的计算机的功能要求。这类设备的抗震性能非常复杂,且探测其失效或破坏可能是困难的。应编制专门的程序,包括准备在抗震试验中和试验后进行功能性试验的说明书。

(11) 应依据专门的质保程序进行下述活动:

(a) 所有试验设备均应予以校准并应保存校准的档案;

(b) 所有控制试验设备的软件均应提供鉴定档案。

#### 4.3.2 应用地震经验进行抗震鉴定

4.3.2.1 利用强震事件的经验作物项的直接抗震鉴定曾受到限制,但其应用也正在发展。仅在近几年,广泛地收集了强震资料,其质量和详尽程度均达到直接用于单个物项所需要的程度。

4.3.2.2 等同于被鉴定物项的一个物项在实际地震中所经历的地震激振水平应有效地包络该物项在建筑物的结构安装点上的设计地震动。被鉴定物项与经受强震的物项应具有相同的式样和类型,或应具有相同的物理性质和

---

17 例如,为了改变线路状态继电器要求至少 20ms 来断开,对于这种情况,在地震中若由于继电器几毫秒振颤引起警示灯发亮就不合适了。

具有相似的支承或锚固特性。对于能动物项，应表明该物项执行的功能与抗震 I 类或抗震 II 类物项在地震期间或地震后（包括任何余震效应）所要求的功能相同。

4.3.2.3 一般以经验资料为依据直接鉴定单个物项时，其资料的质量和详细程度应不低于用分析或试验作直接鉴定时的要求。如同用分析或试验作直接鉴定的情况，地震经验也可用作间接法鉴定的依据。

#### 4.3.3 应用间接法进行抗震鉴定

4.3.3.1 间接法鉴定以建立被鉴定物项与以前已经过分析、试验或地震经验鉴定的参照物项之间的相似性为基础。大量的地震经验资料，特别是适用于分布系统抗震鉴定的资料，在某种程度上，已被用来证实这类系统的分析计算和抗震鉴定的简化<sup>18</sup>是合理的。电缆托盘的抗震鉴定是根据地震经验资料作简化分析计算的一个例子。

4.3.3.2 用于鉴定被鉴定物项的地震输入应包络该物项的设计谱和参照物项所用的地震输入；同时还应等于或超过被鉴定物项所要求的地震输入。对物项比例模型的输入应考虑恰当的相似关系。还要求被鉴定物项的物理特性和支承条件、能动物项的功能特性以及对被鉴定物项的其他各项要求均与参照物项的要求非常相似。

4.3.3.3 间接法的可靠应用取决于严格的易验证的相似准则，它们以恰当的公式表达并被正确地运用。该准则的有效性验证和对审查队伍的资格培训是该过程的重要环节，故应清楚地记录在安全文档中。

4.3.3.4 当间接法用于与抗震 I 类或抗震 II 类存在相互作用的物项时，应通过专家的巡查来证实其相似性准则的运用。尤其是，鉴于潜在地震会引起大量的各种相互作用（由地震引起的碰撞、危险物质的释放、着火或水淹），以及结构、设备和分布系统充分锚固和支承的重要性，所有抗震鉴定合格物

---

<sup>18</sup> 就通常验收准则而言，采用三倍静重对有延性支承（允许侧向有很大位移而不破坏）的电缆托盘进行计算是适宜的。

项均应在运行前由胜任抗震设计和抗震经验的结构工程师进行检查。

4.3.3.5 这种鉴定方法的目的是保证“已就位”物项，在考虑其锚固和相互作用<sup>19</sup>效应（对于物项与运行人员）后能承受设计基准地震效应而不丧失结构完整性。

4.3.3.6 应依据可用的质量保证程序将地震巡查工程师的培训记录和已满足适当准则的证据，记录在鉴定的安全文档中。

## 5 地震仪表

### 5.1 概述

5.1.1 核动力厂设置地震仪表的原因如下：

(1) 结构监测：收集核动力厂构筑物、系统、部件的动力性状的资料，以评价建筑物和设备抗震设计及鉴定中采用的分析方法的适用程度。

(2) 地震监测：提供报警，以提醒运行人员进行震后检查，对核动力厂停堆的必要性进行判断。

(3) 自动停堆系统：为核动力厂的自动停堆提供触发装置。

5.1.2 所安装的地震仪表数量及其安全分级和抗震分类应取决于与系统设计相关的假想地震始发事件，并且一般来说，取决于仪表在核动力厂应急程序中的重要性。当安装抗震监测及自动停堆系统时，应适当地进行安全分级并提供适当的多重性。

5.1.3 安装在核动力厂的地震仪表应根据书面维护程序进行校准和维护。

### 5.2 结构的地震反应监测

5.2.1 在每座核动力厂厂址安装的地震仪表，其最少数量如下：

---

19 地震相互作用是由地震引起的导致物项之间或物项与运行人员之间有影响的相互作用，这些影响损害他们履行其应尽的安全职能。相互作用可能是机械的（锤击、撞击、磨损及爆炸）、化学的（有毒或窒息物质释放）、辐射的（剂量的增加）或由地震引发的火灾或水淹。

- (1) 安装一台三分量强震记录仪记录自由场运动；
- (2) 安装一台三分量强震记录仪记录反应堆厂房底板运动；
- (3) 在反应堆厂房最具代表性的楼层上安装一台三分量强震记录仪。

在 SL-2 自由场加速度大于或等于 0.25g 的厂址应考虑安装附加的地震仪表。

5.2.2 应定期对数据进行收集和分析，以支持核动力厂的定期安全审查。

### 5.3 地震监测与自动停堆系统

5.3.1 是否安装自动停堆系统或一旦发生地震是否由地震监测来支持运行人员的行动，由下列各项决定：

(1) 核动力厂厂址的地震活动水平、频度及持续时间：对处于低地震活动区的厂址，设置自动系统是不尽合理的。

(2) 核动力厂系统的抗震能力：尤其是在抗震设计基准升级的情况下，自动系统应作为附加保护措施。

(3) 与误停堆相关的安全考虑：自动停堆系统不得用于环境噪音高的地方，包括由其他核动力厂设备产生的噪音。

(4) 对由地震时自动停堆引发的瞬态与地震加速度的叠加效应的评价。对核动力厂的安全而言，有时，这种组合效应可能比核动力厂满负荷运行时受地震的影响更具威胁性。

(5) 运行人员的信心与可靠性水平：对于非自动系统，运行人员在震后行动的决定上起着重要的作用，因此，应针对这项偶发事件进行充分的培训。

5.3.2 低触发水平报警应接近 SL-1（通常与运行限值相关），此时不会对安全相关物项造成严重损坏。

5.3.3 对于自动停堆系统，反应堆停堆的最高阈值和触发水平应参照 SL-2 确定。并且还要参照这样一个事实，即对于这种水准的地震，厂址附近地区可能破坏严重，同时伴随失去厂外电源及排出余热所需水源的中断。所有应



急程序及运行人员的行动均应与此场景相一致。

5.3.4 传感器应优先置于自由场以及核动力厂中安全相关的设备处。触发水平应适合于核动力厂中传感器的位置，并与抗震分析相一致。对于多机组厂址，应协调不同的机组之间的停堆逻辑。

## 5.4 数据处理

5.4.1 震后运行人员行动和自动停堆两者都应根据一组恰当的参数，这组参数由记录的数据导出并经适当处理，这样做有两个主要目的：

- (1) 避免伪信号；
- (2) 提供损坏指示，以便与抗震设计阶段所作假定相比较。

5.4.2 为实现这两个目的，采用适当的软件，使用不同位置和不同方向信号的组合（滤除伪信号），加以适当的信号滤频（为了去除信号的未损坏部分的贡献），以及评价累积损伤参数，并以核动力厂巡查的方法予以证实。

5.4.3 累积损伤参数应主要依据速度记录的集成，从而在安全相关设备中，提供由地震引起损坏的更具代表性的参数。这种总体参数值应与同样数量的由自由场设计基准地震得来的数据以及地震经验数据进行比较。在核动力厂的其他位置也应作类似的比较，因为它们可为震后巡查，继而为核动力厂重新运行的决策提供良好支持。

## 5.5 震后行动

5.5.1 即使安装了自动停堆系统，核动力厂也应对震后行动制定计划。

5.5.2 主控室运行人员应通过安装的地震仪表得知地震的发生。随后的响应应包括所记录到的地震动与安全相关物项的特定设计作比较评价并对核动力厂损坏作现场巡查评价，以及在地震发生后，对核动力厂恢复（或继续）运行是否就绪进行评价。

5.5.3 在这类巡查中要进行检查的物项清单应与核动力厂物项的安全分级和抗震分类相一致。震后要进行的试验的性质、范围和位置应清楚地确定

并直接与预期地震损坏相关。考虑到实际可行，试验可能限于对可达物项的目测检查，以及与所有其他安全相关物项抗震性能的验证对比。

5.5.4 可依据所经历过的地震损坏来规定这类检查的不同水平（以适当的分析参数来衡量）：应在运行人员、核动力厂内部技术支持人员和外部专家组之间明确各自的责任。

5.5.5 应在适当的规程中规定何时立即通知监管机构并让其参与核动力厂的重新启动。

5.5.6 震后运行程序的推荐做法和指导包括时间选择、必要行动的责任和追溯等见《核动力厂运行限值和条件与运行规程》。

## 附录 I 抗震分类举例

I.1 本列表为抗震 I 类物项的示例（本列表并不全面）：

(1) 工艺系统

(a) 主冷却剂系统；

(b) 主蒸汽和主给水系统（安全壳内部分）；

(c) 余热排出系统；

(d) 控制棒驱动系统；

(e) 安全注入系统。

(2) 安全级电气系统和应急电源系统：

包括柴油发电机、其附属及分布系统。

(3) 仪控系统

(a) 反应堆保护系统、反应堆紧急停堆系统；

(b) 事故及事故后测量监测仪表；

(c) 主控制室。

(4) 容纳或支撑安全级机械设备和 1E 级电仪设备的结构及建筑物

(5) 保护厂址的堤或坝

I.2 可能影响抗震 I 类或抗震 II 类物项安全功能或运行人员安全相关行动的与抗震 I 类或抗震 II 类存在相互作用的物项示例有：

(1) 汽轮机厂房；

(2) 排气烟囱；

(3) 冷却水取水构筑物；

(4) 应急指挥中心；

(5) 进厂道路经过的边坡、桥梁和隧道等。

I.3 与抗震 I 类或抗震 II 类存在相互作用的构筑物中由地震引发的崩塌、坠落、移位或结构与设备的空间反应可能发生或引起下列示例：

- (1) 碎屑荷载；
- (2) 旋转机械破坏造成的飞射物；
- (3) 由于贮存容器爆裂造成的冲击波；
- (4) 应急冷却管的阻塞；
- (5) 水淹；
- (6) 火灾；
- (7) 有毒物质的释放。

#### I.4 抗震Ⅱ类物项示例：

- (1) 乏燃料厂房；
- (2) 放射性废物厂房。

#### I.5 非核抗震类物项示例：

- (1) 车间及仓库；
- (2) 食堂；
- (3) 行政办公楼。

## 附录 II 其他国家对抗震设计分类或分级的典型见解

以下为其他国家对抗震设计分类或分级的典型见解。

### II.1 加拿大的见解—CANDU 堆

表 II.1 为 CANDU 系统及其抗震设计分类表

表 II.1 要鉴定的系统表

系统	地震水平*
<u>建筑物和结构</u>	
反应堆厂房	DBE
空气闸门	DBE
汽轮机厂房	DBE
辅助厂房	DBE
辅助控制区	DBE
乏燃料区	DBE
应急给水和应急供电结构	DBE
<u>反应堆</u>	
燃料通道组件	DBE
排气管式堆容器和端屏蔽	DBE
反应性控制装置	DBE
<u>一回路传热系统</u>	
反应堆冷却系统及其所有子系统	DBE
蒸汽发生器	DBE
停堆冷却系统	DBE
<u>辅助系统</u>	
<u>喷淋系统</u>	DBE
<u>应急堆芯冷却系统</u>	DBE/SDE
<u>应急给水系统</u>	DBE/SDE
<u>液体注入停堆系统 (SDS2)</u>	DBE
<u>燃料操作系统</u>	
<u>装、卸料</u>	DBE
<u>乏燃料运输和贮存</u>	DBE
<u>蒸汽和水系统</u>	
主蒸汽	DBE
蒸汽发生器卸压系统 (主蒸汽安全阀)	DBE

系统	地震水平*
<u>燃料</u>	DBE
主给水回路	DBE
<u>电气</u>	
应急供电系统	DBE
照明	DBE
电缆、管道和电缆托盘	DBE
<u>仪表和控制</u>	
破损燃料监测	DBE
反应堆调控系统	DBE
计算机系统（监控设备）	DBE
辅助控制区设备	DBE
1号停堆系统	DBE
2号停堆系统	DBE
工艺仪表系统	DBE/SDE
<u>公用的工艺流程和设施</u>	
防火系统	DBE
安全壳隔离	DBE
仪表用压缩空气（反应堆厂房内部）	DBE
固体放射性废物	DBE

\*DBE 类似于 SL-2; SDE 类似于 SL-1。

## II.2 法国的见解—压水堆

法国法规规定在所考虑厂址发生假想地震时及地震后，要实现核电厂反应堆安全停堆、燃料冷却和放射性产物包容。

根据所考虑的地震运动及其相应的荷载水平，法规还对如何确定抗震类的土建结构所承受的全部运动规定了可接受的方法，以便能进行以下的设计和校核：

- 承受地震荷载及与地震荷载组合的其他作用的土建结构的抗力；
  - 连于这些土建结构的设备在包括地震在内的组合作用情况下的适宜性状。
- 结构内由地震作用引起的运动和荷载的计算要考虑：
- 相当于基本安全规则 I.2.C 中所述的设计谱的设计地震运动；
  - 按基本安全规则 I.3.C 确定的地基土的物理性质；
  - 土木工程特性，包括基础系统的特性和结构间可能存在的相互作用；
  - 连于结构的设备的特性，它们对运动影响的程度。

根据法国遵循的标准化政策是要采用标准谱，计算的 SMS（高值安全地震）谱被用于每

个厂址，以证实标准谱实际上提供了 SMS 谱的包络线。

抗震类的基本系统的若干例子见表 I.2

表 II.2 法国见解：抗震类基本系统表（压水堆电厂）

基本系统和符号	系统范围/物项
蒸汽发生器排污系统 (APG)	自蒸汽发生器至安全壳隔离阀
给水流量控制系统 (ARE)	自外安全壳至蒸汽发生器
辅助给水系统 (ASG)	全部
循环水过滤系统 (CF I)	过滤和洗涤
电气厂房冷凝水系统 (DEL)	全部
燃料厂房操作设备 (DMK)	提升链
反应堆厂房操作设备 (DMR)	操作平台
控制室空气调节系统 (DVC)	全部
辅助给水泵房通风系统 (DVG)	机组加热器
装料泵房应急通风系统 (DVH)	自装料泵房排气并排到烟筒
燃料厂房通风系统 (DVK)	与降低流量有关的部分
核辅助厂房通风系统 (DVN)	放气至烟窗
计算机房空气调节系统 (DVR)	全部
安全注入和安全壳喷淋泵机房通风系统 (DVS)	与排气有关的部分
电气室通风 (DVZ)	全部
安全壳喷淋系统 (EAS)	全部
安全壳净化通风系统 (EDE)	全部
安全壳大气监测系统 (ETY)	全部
安全壳连续通风系统 (EVR)	—池井
	—排风：反应堆厂房穹顶区
汽轮机旁路系统 (GCT)	与主蒸汽系统的连接
普通消防水分配系统 (JPD)	核岛
核岛防火系统 (JP I)	核岛
核岛放射性废液监测和排放系统 (KER)	贮槽
应急动力系统 (LHP-LHQ)	全部并包括所有附属材料
燃料装卸和贮存系统 (PMC)	全部
反应堆换料腔和乏燃料水池冷却和处理系统 (PTR)	水池和贮槽冷却剂
反应堆冷却剂系统 (RCP)	全部（不包括稳压器卸压器）
化学和容积控制系统 (RCV)	全部
反应堆硼和水补给系统 (REA)	硼酸制备设备
核取样系统 (REN)	—与一回路的连接
	—与蒸汽发生器二次侧的连接
	—与气体贮存罐的连接

基本系统和符号	系统范围/物项
堆芯仪表系统 (R I C)	部分
安全注入系统 (R I S)	全部
核岛排气和疏水系统 (R P E)	主要部分和废气
余热排出系统 (R R A)	全部
设备冷却水系统 (R R I)	两套多重系列
仪表用压缩空气分配系统 (S A R)	主要贮罐
重要厂用水系统 (S E C)	全部
化学试剂注入系统 (S I R)	自安全壳隔离阀至蒸汽发生器
废气处理系统 (T E G)	全部
硼回收系统 (T E P)	回路的高位槽
废液排放系统 (T E R)	三个贮槽
主蒸汽系统 (V V P)	自蒸汽发生器至蒸汽隔离阀 (反应堆厂房外部)

### II.3 日本的见解

日本的见解示于表 II.3。

表 II.3 日本核电厂主要设施的抗震分级

抗震级别	设施	物项举例	
		压水堆	沸水堆
As	(i) 组成“反应堆冷却剂压力边界”的设备和管道, 其定义与“轻水动力堆安全设计导则”中规定的相同	(1) 反应堆容器 (2) 反应堆冷却剂压力边界	(1) 反应堆容器 (2) 反应堆冷却剂压力边界
	(ii) 乏燃料贮存设施	(1) 乏燃料坑 (2) 乏燃料格架	(1) 燃料池 (2) 乏燃料格架
	(iii) 将负反应堆引入堆芯促使紧急停堆并保持堆芯处于停堆状态所需的设施	(1) 控制棒束 控制棒驱动机构 (2) 硼注入系统(传输系统)	(1) 控制棒 (2) 控制棒驱动机构 (3) 控制棒驱动液压系统



抗震级别	设施	物项举例	
		压水堆	沸水堆
	<p>(iv) 反应堆停堆后从堆芯排出衰变热所需的设施</p> <p>(v) 在反应堆冷却剂压力边界破坏事件中直接防止放射性物质扩散的、起压力边界作用的设施</p>	<p>(1) 主蒸汽给水系统</p> <p>(2) 辅助给水系统</p> <p>(3) 冷凝水贮存槽</p> <p>(4) 余热排出系统</p> <p>(1) 安全壳</p> <p>(2) 容器边界</p>	<p>(1) 反应堆堆芯隔离冷却系统</p> <p>(2) 高压堆芯喷淋系统</p> <p>(3) 余热排出系统</p> <p>(4) 弛压水池</p> <p>(1) 主安全壳</p> <p>(2) 容器边界</p> <p>(1) 主安全壳</p> <p>(2) 容器边界</p>
A	<p>(i) 在反应堆冷却剂压力边界破坏事件中从堆芯排出衰变热所需的设施</p> <p>(ii) 在涉及放射性物质的事故后防止放射性物质向大气排放而不属于As级(V)的设施</p> <p>(iii) 其他</p>	<p>(1) 安全注入系统</p> <p>(2) 换料水贮存</p> <p>(3) 余热排出系统</p> <p>(1) 安全壳喷淋系统</p> <p>(2) 环形空间密封</p> <p>(3) 环形空间空气净化系统</p> <p>(4) 安全壳净化排气管</p> <p>(5) 安全设施设备区净化系统</p> <p>(1) 乏燃料坑用水系统</p>	<p>(1) 应急堆芯冷却系统</p> <p>— 高压堆芯喷淋系统</p> <p>— 低压堆芯喷淋系统</p> <p>— 余热排出系统</p> <p>— 自动卸压系统</p> <p>(2) 弛压水池</p> <p>(1) 余热排出系统</p> <p>(2) 可燃性控制系统</p> <p>(3) 反应堆厂房</p> <p>(4) 过滤循环和通风系统</p> <p>(5) 弛压系统(隔离、通风管)</p> <p>(6) 主蒸汽隔离阀泄漏控制系统</p> <p>(7) 弛压水池</p> <p>(1) 燃料池水补给系统</p> <p>(2) 备用液体控制系统</p>

抗震级别	设施	物项举例	
		压水堆	沸水堆
B	(i) 直接连于反应堆冷却剂压力边界且含有或可能含有反应堆冷却剂的设施	(1) 化学和容积控制系统 (2) 下泄系统 (3) 过剩下泄系统	(1) 主蒸汽系统 (2) 给水系统 (3) 反应堆冷却剂净化系统
	(ii) 含有放射性废物的设施, 不包括含有少量放射性物质的设施或其破坏导致一般公众的放射性剂量大大低于受控环境允许年剂量	(1) 废物处理系统	(1) 废物处理系统
	(iii) 含有放射性物质的设施, 不包括其破坏会导致一般公众和(或)电厂人员的过量照射的放射性废物的设施	(1) 乏燃料池净化系统 (2) 辅助厂房吊车 (3) 乏燃料池吊车 (4) 换料吊车 (5) 燃料运输系统	(1) 汽轮机、凝汽器和给水加热器 (2) 冷凝水软化系统 (3) 冷凝水贮存箱 (4) 燃料水池净化系统 (5) 屏蔽 (6) 控制棒驱动液系统 (7) 反应堆厂房的吊车 (8) 燃料操作系统 (9) 控制棒贮存架
	(iv) 冷却乏燃料所需的设施	(1) 乏燃料池水冷却系统	(1) 燃料水池冷却系统
	(v) 在伴有放射性物质释放事故的事件中为防止放射性物质释放到大气而不属于As, A 和 B 级的设施		

抗震级别	设施	物项举例	
		压水堆	沸水堆
C	(i) 控制放射性所需的不属于 As、A 和 B 级的设施	(1) 控制棒驱动机构	(1) 循环水流量控制系统 (2) 控制棒驱动液压系统
	(ii) 含有放射性物质或与放射性物质有关的不属于 As、A 和 B 级的设施	(1) 取样系统 (2) 地面排水系统 (3) 洗衣房排水处理系统 (4) 固体废物处置系统 (5) 硼酸蒸发器 (6) 废物蒸发器 (7) 一回路补给水系统	(1) 取样系统 (2) 地面排水系统 (3) 洗衣房废水处理系统 (4) 固体废物处置系统 (5) 废物处置系统 (6) 液压包装机
	(iii) 与放射性安全无关但归入反应堆设施的设施	(1) 汽轮机系统 (2) 设备冷却水系统 (3) 辅助锅炉 (4) 防火系统 (5) 主发电机和主变压器 (6) 加热和通风系统 (7) 新燃料贮存系统 (8) 蒸汽发生器排污系统 (9) 电站供气系统 (10) 环形吊车	(1) 循环水系统 (2) 靠近冷却水系统的汽轮机房 (3) 辅助锅炉 (4) 防火系统 (5) 主发电机和变压器 (6) 汽轮机房吊车 (7) 电站供气系统

注：

As：一般按 SL-2 计算的物项。

A：一般按 SL-1 计算的物项。

B：一般按 0.5SL-2 设计的物项。

C：一般按 0.33SL-2 设计的物项。