

핵연료 수송용기의 방사선 차폐해석

조건우 · 김희원 · 권석근 · 박은호 · 문석형

한국에너지연구원

요 약

KSC-1 핵연료 수송용기에 대한 방사선차폐해석을 QAD-CG, ANISN-KA, DOT 3.5등의 전산코드와 DLC-23/CASK의 핵단면적 자료를 사용하여 수행하였다. 운반물인 사용후 핵연료집합체로부터 방출되는 중성자 및 감마선의 방사선원항은 ORIGEN-79 전산코드를 이용하여 평가하였다.

방사선차폐해석 결과, 1개의 가상경수로 사용후 핵연료집합체를 운반할 수 있는 KSC-1 핵연료 수송용기는 정상적인 수송조건에서 뿐만 아니라 가상적인 사고수송조건하에서도 관련 법령에서 정하는 기준을 만족하고 있어 방사선차폐해석의 관점에서 볼 때, 그 안전성이 입증된다.

서 론

사용후 핵연료 수송용기는 높은 방사능을 가지는 사용후 핵연료를 운반하여야 하므로 방사선 차폐 해석은 수송용기의 설계 및 제작과정에서 가장 중요하게 고려되어야 하는 분야중의 하나이다. 이를 위하여 우선 사용후 핵연료내에 존재하는 방사선원항을 평가하여야 하며 차폐재료를 선정하여 적절한 차폐구조를 결정한다. 이렇게 결정된 차폐구조의 기하학적 모형에 대하여 정상 및 가상사고 조건에서의 방사선차폐해석을 수행하며, 이 결과에 대하여 관련 법령에서 정하는 한계치와 비교하여 수송용기의 안전성을 입증하여야 한다.

수송용기의 설계 및 제작요건을 정하는 관련 국내법령 가운데 방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정(과학기술처고시 제85-8호)¹⁾에서는 정상 수송조건 및 가상사고 조건하의 한계선량율을 규정하고 있다. 즉, 정상수송조건하에서 수송용기의 표면에서 200 mrem/h, 표면으로부터 1 m 되는 지점에서의 선량율이 10 mrem/h를 초과하지 않아야 하며, 가상적인 사고조건하에서 표면에서 1 m 떨어진 위치에서의 선량율이 1,000 mrem/h를 초과하지 않아야 한다.

수송용기가 위에서 언급한선량한계치를 만족하고 있음을 입증하기 위하여 하나의 PWR 핵연료집합체를 운반할 수 있는 구조로 설계된 KSC-1 수송용기²⁾에 대한 방사선차폐해석을 수행하였다. 설계기준으로 채택된 사용후 핵연료는 최대연소로 45,000 MWD/MTU,

냉각기간 365일을 가지는 KNU 5,6호기 핵연료집합체³⁾이다. 중요 차폐재료로서 감마선을 차폐하기 위한 납과 중성자를 차폐하기 위한 물을 가지는 차폐구조를 가지고 있는 KSC-1 수송용기에 대한 방사선차폐해석을 위하여 전산코드 ORIGEN-79⁴⁾를 사용하여 방사선원항을 평가하였으며, 이어서 1차원 SN 코드인 ANISN-KA⁵⁾, 3차원 절커넬 코드인 QAD-CG⁶⁾, 2차원 SN 코드인 DOT 3.5⁷⁾를 사용하여 정상수송조건 및 가상사고수송조건에 대하여 방사선량율을 계산하여 수송용기의 안전성을 평가하였다.

방사선원항 평가

KSC-1 수송용기의 차폐해석을 위하여 우선 방사선원항의 종류와 크기가 결정되어야 한다.

방사선원의 크기를 계산하기 위한 대상 핵연료는 KNU 5,6호기의 17×17배열 핵연료집합체이며, 조사된 핵연료의 연소도는 45,000 MWD/MTU 이고 냉각기간은 365일이다.

방사선원의 계산에 활용된 전산코드는 행렬지수법을 이용하여 동위원소별 생성과 감손을 계산하는 ORIGEN-79코드이다. 이 전산코드는 850종에 이르는 방사성 동위원소에 대하여 방사성 붕괴와 생성을 계산하는 무차원 코드이며, 기본적인 핵 변환과 방사성 붕괴에 대한 비선형 미분방정식을 행렬지수법으로 풀어 각 시간간격에 대한 방사성동위원소의 양 즉, 중성자선원항과 감마선원항을 계산한다. ORIGEN-79코드에 이용

Table 1. Gamma sources for 365 days cooling time and 45,000 MWD/MTU

Mean gamma energy	Photons release rate (Photons/sec)				
	Total	FP*	LS*	HM*	
1	0.03	1.82+11**	—	—	1.82+11
2	0.04	3.39+12	—	—	3.39+12
3	0.06	2.89+12	—	—	2.89+12
4	0.1	3.57+10	—	—	3.57+10
5	0.15	4.31+11	—	—	4.31+11
6	0.2	2.20+11	—	—	2.20+11
7	0.3	2.68+15	2.68+15	3.17+10	1.53+11
8	0.63	2.11+16	2.10+16	5.05+13	7.71+11
9	1.10	2.20+15	7.45+14	1.35+15	1.85+11
10	1.55	2.66+14	2.66+14	2.31+10	3.47+08
11	1.99	8.50+13	8.50+13	1.02+08	1.83+08
12	2.38	1.16+13	1.16+13	6.95-0.5	9.11+07
13	2.75	8.94+11	8.94+11	—	6.69+07
14	3.25	2.83+10	2.83+10	—	2.64+07
15	3.70	1.69+07	—	—	1.69+07
16	4.22	1.07+07	—	—	1.07+07
17	4.70	5.05+06	—	—	5.05+06
18	5.25	3.18+06	—	—	3.18+06
Total(MeV/sec)	1.70+16	1.55+16	1.52+15	1.16+12	

*FP: Fission products, LS: Light element & Structural materials

HM: Heavy element & their daughters

**(+11) means 10¹¹

되는 핵자료 Library는 813종의 방사성동위원소 즉, 핵연료피복재 및 구조물, 중금속, 핵분열물질의 붕괴 양상 및 중성자 흡수단면적 등을 기술하는 3개의 파일과 피복재, 핵연료 그리고 핵분열물질의 다군 감마선 생성율을 기술하는 3개의 파일로 구성되어 있다.

가. 감마선원

조사된 핵연료의 감마선원의 종류는 다음과 같다.

첫째, 핵연료집합체의 구조물과 핵연료 피복재 그리고 경원소(Light Elements)가 중성자를 흡수하여 방사화되어 방출하는 감마선과,

둘째, 액티나이드(Actinide) 계열의 중원소(Heavy metals)와 그 낭핵종에서 방출되는 감마선,

셋째, 핵연료의 핵분열생성물에서 방출되는 감마선이 있다.

위의 세가지 감마선원중 사용후 핵연료의 감마선원량을 평가할 때에 가장 중요하게 고려되어야 하는 것

은 핵분열생성물에서 나오는 감마선이다. 이는 전체감마선원량 중의 약 90% 이상을 차지한다.

방사선차폐해석을 위한 설계기준 감마선의 선원스펙트럼(Spectrum) 계산결과는 모두 18군으로 분류하였으며 Table 1과 같다. 사용후 핵연료에서 방출되는 감마선은 0.3 MeV와 2 MeV 사이의 에너지에 대부분 분포하고 있음을 알 수 있다.

나. 중성자선원

핵연료가 원자로내에서 연소되는 동안 주로 U-238이 중성자를 흡수하여 액티나이드족 계열의 중원소가 되는데, 이 중원소들이 사용후 핵연료에서의 중요한 중성자 방출물질이 된다. 중성자선원은 주로 아래와 같이 2가지로 대별된다.

첫째, Cm-242와 Cm-244와 같은 액티나이드족 계열의 중원소가 스스로 핵분열하여 방출하는 중성자이다.

Table 2. Nuutron source spectrum according to DLC-23/CASK energy group for 45,000 MWD/MTU and 365 days cooling time

No.	Energy (MeV)	Spectrum (#/sec)	Normalized Spectrum
1	15.0	3.79+05	0.47-03
2	12.2	1.53+06	0.19-02
3	10.0	4.66+06	0.58-02
4	8.18	1.54+07	0.19-01
5	6.36	3.23+07	0.40-01
6	4.96	4.61+07	0.57-01
7	4.06	8.85+07	0.1094
8	3.01	7.12+07	0.88-01
9	2.46	1.69+07	0.21-01
10	2.35	9.35+07	0.1156
11	1.83	1.69+08	0.2089
12	1.10	1.55+08	0.1920
13	0.55	1.07+08	0.1327
14	0.11	1.05+07	0.13-01
15~22	—	0.0	0.0
Total		8.09+08	1.0

둘째, 자발 핵분열시에 동시에 방출되는 α -입자가 다시 Cm-242, Cm-244 및 Pu-238과 같은 중원소에서 흡수되면서 (α, n) 반응을 일으켜 중성자가 생성된다.

45,000 MWD/MTU의 연소도와 365일의 냉각기간을 가진 핵연료 집합체에서의 중성자선원은 약 95% 이상이 자발 핵분열시에 방출되는 중성자이다. 그리고 PWR 핵연료의 중성자선원에 대한 에너지스펙트럼은 Cf-252의 자발핵분열 스펙트럼과 거의 유사하므로, 이 스펙트럼을 중성자선원항의 에너지 스펙트럼으로 사용하였다.

Table 2에는 연소도 45,000 MWD/MTU 과 냉각기간 365일에 대한 22군 중성자 스펙트럼 계산결과를 나타내었으며, 이 스펙트럼은 방사선차폐해석을 수행하기 위한 기본 중성자선원이다.

방사선량을 평가

가. 차폐해석모델

원통형 수송용기의 방사선 차폐계산을 하기 위해 필요한 기본모형은 반경 및 축방향 기하학모형으로 나타낼 수 있다. 반경방향의 중성자 및 감마선원에 대한차

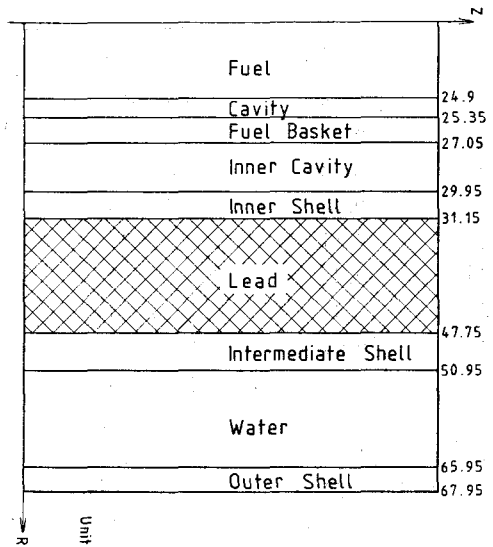


Fig. 1. 1-D ANISN Code Model for Radial Shielding Calculation.

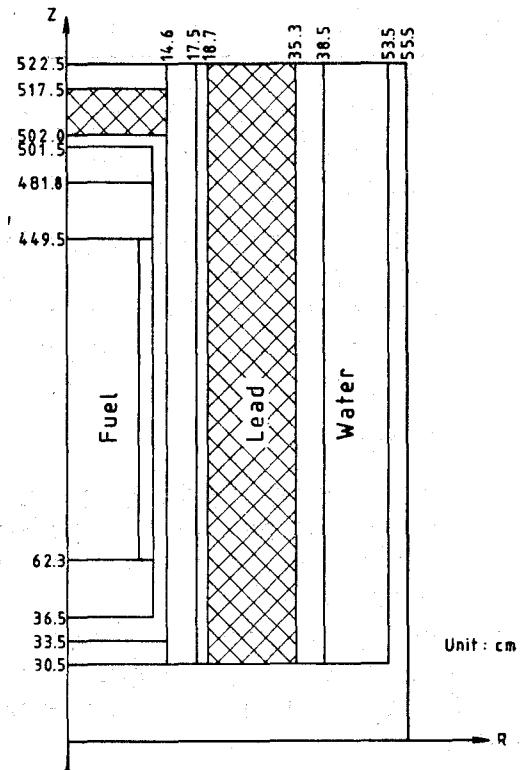


Fig. 2. QAD-CG Model for Axial Top and Bottom Shielding Calculation.

Table 3. Element density of each region for ANISN and QAD-CG model

Material Region	Element	Number Density (atoms/cm ³ × 10 ⁻²⁴)	Material Density (g/cm ³)
Fuel Region	O	1.297-02	0.3449
	Cr	8.500-06	7.34-04
	Fe	3.070-05	2.85-03
	Zr	4.050-03	0.6137
	Ni	1.566-04	1.53-02
	U-235	3.950-05	
	U-238	6.050-03	2.4073
	Pu-239	3.030-05	
	Pu-240	8.300-06	1.53-02
Stainless Steel	Cr	1.674-02	1.4460
	Fe	6.060-02	5.6218
	Ni	9.880-03	0.9635
Lead	Pb	3.135-02*	10.79*
Water	H	5.919-02	0.0983
	O	2.960-02	0.7867
Air	—	—	—

*5% density reduction of theoretical lead density

폐계산은 일차원 차폐계산 전산코드인 ANISN-KA 코드로 하였으며, 이 코드에 대한 반경방향 일차원 기하학모형 및 영역의 규격과 물질은 Fig. 1과 같다. 여기서 정상수송조건에서 물이 채워진 영역은 가상 사고조건에서는 보다 더 보수적인 결과를 얻기 위하여 모든 물이 누출된 것으로 가정하였다.

측방향에 대한 차폐계산은 3차원 기하학구조를 해석할 수 있는 QAD-CG 코드를 사용하였다. Fig. 2는 측방향과 반경방향에 대한 2차원 기하학적 모형 및 각 영역에 대한 개요를 나타내었다. 여기서도 가상 사고 조건에서는 물이 모두 누출된 것으로 가정하였다. 수송용기의 실제구조에서는 축의 상부에 내부 덮개(Closure)와 외부 덮개가 있지만, 차폐해석에서는 내부덮개만 있는 것으로 고려하였다.

또한, 방사선 차폐계산을 하기 위하여 무엇보다도 고려되어야 할 것은 각 차폐체 영역에 대한 물질밀도이다. 이러한 물질밀도는 크게 두가지 단위로 표시된다. 첫째, 일차원 반경방향 계산에 사용되는 ANISN-KA 코드에 필요한 원자밀도(Atomic Number Densities)가 있으며 둘째, QAD-CG 코드에 필요한 물질밀도

(Material Densities)이다. 표 3에 각 차폐체에 사용되는 대표적인 다섯가지 물질영역에 대한 원자밀도(atoms/barn-cm)와 물질밀도(g/cm³)를 같이 주었다. 핵연료 영역은 모두 9가지의 핵종이 포함되어 있으며, 여기에는 조사된 핵연료(UO₂)와 피복재 및 그리드(Grid) 물질이 포함되어 있다. 그리고 납영역에서는 납의 밀도가 이론밀도 11.35g/cm³의 95%로 하였는데, 이것은 중요 차폐체인 납에 대하여 5% 밀도감소의 허용공차를 고려한 것이다. 여기서 공기에 의한 차폐효과를 무시하여 진공상태로 가정하였다(Table 3).

S_N 작분할법으로 방사선 차폐해석을 하는 전산코드 ANISN-KA 와 DOT 3.5를 사용하기 위하여 적절한 핵자료로부터 각 차폐물질의 단면적(Nuclear Cross-Section)을 산출해야 한다. 현재차폐계산에 널리 이용되고 있는 핵단면적자료는 DLC*-23/CASK, DLC-26/W-M-NRSM, DLC-31/FEWG 1, DLC-41/VITAMIN-C, DLC-47/BUGLE, DLC-51/JSD-100 등이 있다. 이들 중에서 DLC-23/CASK^{*)}는 ANISN-KA 및 DOT 3.5 코드의 입력양식에 적합하게 구성되어 있으며, 중성자 22군과 감마선 18군으로 구성되어있고, 비등방산란을 P₃ 계수까지 고려할 수 있는 자료가 수록되어 있다. 이러한 P₃의 전체 40군으로 구성된 DLC-23/CASK 핵단면적자료를 KSC-1 수송용기의 차폐계산에 활용하였다. DLC-23/CASK는 방사선차폐체재료로서 널리 이용되는 29종의 핵종에 대한 핵단면적 자료를 수록하고 있다. 여기에 수록된 핵종의 중성자 단면적은 ENDF-B-III 자료와 SUPERTOG 전산코드를 이용하여 공명보정을 거친 104군으로부터 ANISN 코드로 다시 축약하여 22군으로 만들었다. 한편 감마선에 대한 자료는 POPOP 4로부터 얻은 이차생성감마선 단면적과 MUG로부터 얻은 감마선 수송단면적을 결합한 18군 단면적으로 되어 있다.

나. 선량을 계산

수송용기의 반경방향에 대한 차폐계산은 ANISN-KA 코드로서 수행하였다. 일차원 S_N 코드인 ANISN-KA는 일차원 볼츠만수송방정식을 작분할법에 의하여 에너지 의존적 비등방산란을 고려하여 해를 구한다. ANISN-KA 코드에서 계산된 결과는 모두 선속(Flux)으로 나타나므로 차폐계산후 선량을(Dose rate; mrem/h)로 변환시키기 위하여 선량을환산인자가 필요하다. 감마선 및 중성자의 선속에 대한 선량을 환산인자는

* Data Library Collection, Radiation Shielding Information Center, Oak Ridge National Lab.

Table 4. Maximum dose rates for normal transportation condition

	Dose rates(mrem/hr)								
	Cask surface			1 m from surface			2m from surface		
	Side	Top	Bottom	Side	Top	Bottom	Side	Top	Bottom
<i>Normal conditions</i>									
• Gamma	23.4	9.6	8.5	7.8	1.9	1.5	4.5	1.78	0.58
• Neutron	4.0	0.013	0.001	1.2	0.012	0.001	0.7	0.011	0.001
• Total	27.4	9.6	8.5	9.0	1.9	1.5	5.2	0.8	0.6
Regulatory limit	200	200	200	10	10	10	—	—	—

Table 5. Maximum dose rates for hypothetical accident conditions

	Dose rates(mrem/hr)					
	Cask surface			1m from cask surface		
	Side	Top	Bottom	Side	Top	Bottom
<i>Hypothetical accident conditions</i>						
• Gamma	44.7	38.5	29.7	15.1	7.8	5.2
• Neutron	518.4	59.5	1.8	152.7	54.0	1.6
• Total	563.1	98.0	31.5	167.8	61.8	6.8
Regulatory limit	—	—	—	1,000	1,000	1,000

ANSI N666⁹⁾에 제시되어 있는 값을 DLC-23/CASK 에너지군에 적절하도록 편집한 균환산인자¹⁰⁾를 사용하였다.

수송용기의 축방향 차폐계산은 QAD-CG 코드로 수행하였다. 이 코드는 방사선원 영역을 적절하게 세분하고 각 미세체적 선원으로 부터 외부 선량을 측정위치 까지 커널(Kernel) 방법으로 Line-of-sight 거리를 계산하게 된다. 이 Line-of-sight 선상에 각 차폐물질이 위치하게 되며, 여기서 감마선의 감쇠(Attenuation)와 축적인자(Build-up Factors)가 고려된다. 이 QAD-CG 코드는 주로 감마선의 차폐 계산에 활용되고 있다 따라서 축방향의 중성자 차폐계산은 ANISN-KA 코드로 하였으며, 이 경우에는 평판형의 차폐모드로 계산하였다. 이러한 평판형 기하학 모형에 대한 차폐 계산은 실제의 축방향 구조보다 더 보수적이다. 또한 축방향의 상부에는 철제 외부덮개가 있으나 이의 차폐효과도 무시하여 보수적인 중성자 및 감마선의 선량을 구하였다.

계산결과 및 결론

가. 정상수송조건

운반시 수송 핵연료집합체의 기준 선원은 연소도 45,000 MWD/MTU 및 냉각기간 365일에서 결정되었으며, 이 기준선원으로서 장상수송시 수송용기의 각부분에 대한 최대 선량율이 계산되었다. Table 4에는 정상수송시 수송용기의 반경방향과 축방향의 상부 및 하부에서 최대 선량율이 거리에 따라 나타나 있다.

수송용기의 정상수송조건에 대한 적용규정은 과거적 고시 제85-8호에 의하여 수송용기의 외부표면과 표면에서 1m 거리의 지점에서의 선량율이 각각 200 mrem/h와 10 mrem/h 이하가 되어야 한다.

계산결과 최대 전체 선량율이 수송용기의 반경방향 표면에서 27.4 mrem/h로 나타났으며, 1m 거리에서는 9.0 mrem/h로 나타났다. 이것은 법규의 제한치보다 적은 값이다. 따라서 정상수송시 어떠한 상태에서도 방사선 차폐에 대한 안전성이 입증된다(Table 4, 5).

나. 가상사고조건

수송용기의 가상사고조건이라 함은 과기처고시 제 85-8호에서 정하는 바와 같이 낙하시험, 타격시험, 가열시험, 침수시험 등이 있는데, 이의 시험조건을 거친 후에 수송용기의 외부표면으로부터 1 m 거리에서의 선량율이 1,000 mrem/h 이하가 되도록 한계선량율을 정하고 있다.

위에서 기술된 여러가지 가상사고 조건에서 중성자 차폐체의 기능은 상실되더라도 감마선 차폐체인 납 차폐체의 전전성은 유지되는 것으로 고려하였다. 따라서 가상사고 조건은 중성자 차폐체인 물이 모두 없는 상태로 고려하였으며 또한 보다 더 보수적인 계산을 위하여 내부 공동(Cavity)의 볼도 모두 없는 것으로 가정하였다.

가상사고조건에서 수송용기의 각 부분, 반경방향, 축방향 상부 및 하부에 대한 선량율이 Table 5에 나타나 있다. 계산결과 표면으로부터 1 m 거리에서 반경방향의 최대 전체 선량율은 167.8 mrem/h 이며, 이것은 규정된 제한치보다 훨씬 적은 값이다. 따라서 수송용기의 운반중에 발생할 수 있는 어떠한 가상 사고에서도 핵연료집합체로부터 나오는 방사선을 안전하게 차폐할 수 있음을 보여주고 있다.

결 론

가압경수로 사용후 핵연료집합체 1개를 수송할 수 있는 KSC-1 수송용기에 대한 방사선차폐해석결과, 정상적인 수송조건 및 가상적인 사고수송조건하에서도 수송용기의 방사선차폐체의 성능은 모두 관련 법령에서 정하는 한계치를 만족시키고 있음을 알수 있다. 따

라서 KSC-1 수송용기는 방사선차폐해석의 관점에서 볼 때, 그 안전성이 입증된다고 결론지을 수 있다.

참 고 문 헌

- 1) “방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정”, 과학기술처고시 제85-8호 (1985.7.23).
- 2) 판은호등, 가압경수로 사용후 핵연료 수송용기 시제, KAERI/RR-436/84, 한국에너지연구소(1984).
- 3) Final Safety Analysis Report of KNU 5 & 6, KEPCO(1983).
- 4) M.J. Bell; ORIGEN-79, Isotope Generation and Depletion Code, CCC-217(1979).
- 5) KAERI/NSC; ANISN-KA, Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering(to be published).
- 6) V.R. Cain; A Users Manual for QAD-CG, CCC-307(1977).
- 7) Rhoades, W.A. and F.R. Mynatt; The DOT III—Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL-TM-4280(1975).
- 8) DLC-23/CASK; 40 Group Coupled Neutron and Gamma Ray Cross Section Data, RSIC, ORNL.
- 9) American National Standard N666(ANS-6.1), Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose Rate Factors(1975).
- 10) S.G. Kwon, et al., “Calculation of Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose-Rate Conversion Factors” Journal of KNS, Vol. 12, No. 3, 1980.

Radiation Shield Analysis for Spent Fuel Shipping Cask

**Kun-Woo Cho, Hee-Won Kim, Seog-Kun Kwon, Eun-Ho Kwak,
Philip S. Moon**

Korea Advanced Energy Research Institute

=SUMMARY=

Radiation shield design for a shipping cask, KSC-1, was evaluated to verify that the cask can be used in the transportation of a spent fuel assembly discharged from KNU 5 & 6.

Radiation source term of the spent fuel assembly was calculated with the computer program ORIGEN-79, QAD-CG, ANISN-KA and DOT 3.5 codes were used in the shielding calculations and the nuclear cross section data needed was extracted from the DLC-23/CASK library.

It is concluded that KSC-1 shipping cask satisfies the requirements specified in the relevant regulations under normal conditions of transport and under accident conditions in transport.